

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 設-8-2 改1
提出年月日	平成 29 年 5 月 23 日

東海第二発電所

格納容器圧力逃がし装置について 審査会合における指摘事項の回答

平成 29 年 5 月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

番号	項 目	審査会合日	備 考
133-1	フィルタベントへの給水系統について、薬剤の注入や水質変化も考慮した pH 管理などについて説明すること	H26. 8. 28	添付 1
133-2	主排気筒ではなく原子炉建屋屋上からの放出とした根拠について、定量的に説明すること	H26. 8. 28	添付 2
133-3	主排気筒とフィルタベント放出口の相関関係を説明すること	H26. 8. 28	添付 2
133-4	オリフィスの性能について、圧力が変動したとしても、体積流量が一定の幅の中に収まることを示すこと	H26. 8. 28	添付 3
133-5	計装設備の個数、計測不能になった場合の推定方法、監視場所の考え方を示すこと	H26. 8. 28	添付 4
133-6	pH7~13 で維持管理することについて、構造健全性や DF の pH 依存性の観点から説明すること	H26. 8. 28	添付 5
133-7	除去性能試験におけるエアロゾルの粒径の確からしさを示すとともに、粒径分布と DF の関係を示すこと	H26. 8. 28	添付 6
133-8	粒径が同じでも質量が違くと慣性衝突効果に影響がでるはず。DF に及ぼす影響について考え方を示すこと	H26. 8. 28	添付 7
133-9	OECD レポートで触れられている ACE 試験を含めて、JAVA 及び JAVA PLUS 試験のスケール適用性について説明すること	H26. 8. 28	添付 8
133-10	耐圧強化ベントライン等へのリークの検知性や A0 弁、M0 弁の開閉の考え方を説明すること	H26. 8. 28	添付 9
133-11	SGTS 等を含めた全体系統図を示し、フィルタベントの系統と他の系統が分離され、意図しないところに放射性物質が回り込まないということを説明すること	H26. 8. 28	添付 9
133-12	ポンプ室を含むフィルタベント設置場所の漏えい対策を示すこと	H26. 8. 28	添付 10
133-13	蒸気流量が 1Pd を下回った場合の流量設計の考え方について説明すること	H26. 8. 28	添付 3
133-14	弁操作のバックアップと代替電源の確保について整理して示すこと	H26. 8. 28	添付 9

番号	項目	審査会合日	備考
133-15	「現場」を具体的に示すこと	H26. 8. 28	添付 11
133-16	耐圧強化ベントの弁を閉める必要がある場合に対する実現性を説明すること	H26. 8. 28	添付 12
133-17	A0 弁の遠隔手動操作を行う場合、試験結果を含めて実現性を説明すること	H26. 8. 28	添付 11
133-18	二次格納施設外からの操作性及び操作位置を説明すること	H26. 8. 28	添付 11
133-19	化学反応における反応生成物への対応について、定量的に説明すること	H26. 8. 28	添付 13
133-20	フィルタベントを長期に使用する場合、スクラバ水の粘性の DF への影響について説明すること	H26. 8. 28	添付 14
133-21	あらかじめ核種組成 (FP 分布) を想定し、測定した線量から速やかに核種毎の放出放射能量 (Bq 単位) を算出できるような運用を検討すること	H26. 8. 28	添付 15
133-22	被ばく評価で地上放散を仮定しているが、ベントガスを排出する場所の高さでも実施すること	H26. 8. 28	添付 2
133-23	ベント中の化学反応の発熱について、FCVS の性能への影響を説明すること	H26. 8. 28	添付 13
133-24	銀ゼオライト容器内の水素滞留対策を説明すること (可搬型窒素ガス発生設備の容量について示すこと)	H26. 8. 28	添付 16
133-25	フィルタ装置入口配管を水面より下にすることの妥当性を説明すること	H26. 8. 28	添付 17
133-26	ベントタイミングについて、設計条件に対するマージンも考慮して、より現実的な手順を説明すること	H26. 8. 28	添付 18
133-27	ベントタイミングについて、温度とガス濃度を上げているが、どこかのエリアモニタが上がってしまった等の場合の対応も考えておくこと	H26. 8. 28	添付 18
133-28	MCCI が発生するケースなど、よりエアロゾルの発生に厳しい条件がないか説明すること	H26. 8. 28	添付 19

番号	項目	審査会合日	備考
133-29	サプレッション・プール水位が 7.4m で格納容器スプレイを停止するとあるが、ベントラインを水没させて希ガスの減衰を期待するなどの対応を考え、希ガスとエアロゾルを合わせた全体として放射性物質の放出低減が図れる方法を検討すること	H26. 8. 28	添付 20
133-30	水素濃度計の設置位置がフィルタベント入口側に設置されていることについて、フィルタベント出口側の窒素置換の状態把握の方法と併せて、説明すること	H26. 8. 28	添付 21

1. 指摘事項

【133-1】

フィルタベントへの給水系統について、薬剤の注入や水質変化も考慮したpH管理などについて説明すること

【133-6】

pH7～13 で維持管理することについて、構造健全性や DF の pH 依存性の観点から説明すること

※構造健全性については添付 5 に記載

2. 回答

※有効性評価を見直した条件で再評価中

スクラビング水は、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態 (pH7以上) に維持する必要があるが、重大事故等発生時においては、格納容器内のケーブルから放射線分解、熱分解等により塩化水素 (HCl) 等の酸として放出され、ベント実施により格納容器からフィルタ装置 (スクラビング水) に移行するため、pHが低下する可能性がある。

これに対して、スクラビング水は、待機時における重大事故等時に発生する可能背がある酸の量に対して十分な塩基量を確保することにより、ベント実施中のpH監視を実施することなく、確実にアルカリ性の状態を維持することとしている。

なお、スクラビング水のpHについては、pH計を設置し、pHがアルカリ性の状態となっていることを適宜確認する。

(1) 格納容器内の酸性物質及び塩基性物質

重大事故等時に格納容器内において発生する酸性物質と塩基性物質につい

では、NUREG/CR-5950において検討が実施されており、その発生源として燃料（核分裂生成物）、原子炉水、サプレッション・プール水及び溶存窒素、格納容器内塩素含有被覆材ケーブル、格納容器下部コンクリートが掲げられている。これに加え、格納容器内の塗料についても成分元素に窒素が含まれており、酸として硝酸、塩基としてアンモニア等の発生源となる可能性がある。主な酸性物質、塩基性物質を発生源毎に第1表に示す。

第1表 主な酸性物質と塩基性物質

発生源	酸性物質	塩基性物質	備考
燃料（核分裂生成物）	よう化水素 (HI)	水酸化セシウム (CsOH) 等	
原子炉水	—	五ほう酸ナトリウム (Na ₂ B ₁₀ O ₁₆)	ほう酸水注入系によりほう酸水を原子炉へ注入した場合
サプレッション・プール水及び溶存窒素	硝酸 (HNO ₃)	—	
格納容器内塩素含有被覆材ケーブル	塩化水素 (HCl)	—	
格納容器下部コンクリート（溶融炉心落下時）	二酸化炭素 (CO ₂)	—	
格納容器内塗料	硝酸 (HNO ₃)	アンモニア (NH ₃)	

これらのうち、酸性物質が発生することが知られているサプレッション・プール水及び溶存窒素の放射線の照射により発生する硝酸、原子炉圧力容器が破損した場合にMCCIにより発生する二酸化炭素に加え、pHへの寄与が大きいと考えられる塩素含有被覆材ケーブルの放射線分解及び熱分解により発生する塩化水素、スクラビング水中で分解する際に塩基を消費する が、スクラビング水の塩基量を評価する上で重要であることから、以下では、これらの発生量を評価することとする。

a. 格納容器内ケーブルの放射線分解による酸の発生量

格納容器内の塩素含有被覆材ケーブルについて、放射線分解により発生する塩化水素量をNUREG/CR-5950の放射線分解モデルに基づき評価した。なお、ケーブル量については、実機調査を行った（参考）。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（循環冷却を使用しない場合）」において、ベント時（事象発生から約19時間後）には mol, 7日後には mol, 60日後には molの酸性物質が格納容器内で生成されると評価した。

b. 格納容器内電気ケーブルの熱分解による酸の発生量

熱分解については、原子炉圧力容器損傷前の格納容器内環境(200℃以下)ではケーブルからの塩酸の発生はほとんどないことから、炉心損傷などによるデブリ接近によりケーブル温度が著しく上昇した場合を想定した酸性物質の放出量を評価した。

ここでは、格納容器ペDESTAL内配置された塩素を含有するケーブルの被覆材から塩化水素が放出されると仮定し、ペDESTAL内ケーブルの塩酸含有量 kgの全量が放出されるものとして、 molの酸が発生すると評価した。

c. サプレッション・プール水での放射線分解による硝酸の発生量

重大事故当時において、サプレッション・プール水中ではサプレッション・プール水及び溶存窒素の放射線の照射によって硝酸が生成される。その生成量は、サプレッション・プール水の積算吸収線量から硝酸の生成量を評価した結果、硝酸の量はベント時（事象発生から約19時間後）には mol, 7日後には mol, 60日後には molとなる。

d. MCCIにより発生する二酸化炭素の発生量

原子炉圧力容器が破損した場合には、溶融炉心によって格納容器下部のコンクリートが浸食され、二酸化炭素が発生する。

MCCIにより発生する二酸化炭素の一部は、溶融炉心に含まれる金属元素によって一酸化炭素に還元されるが、MCCIを想定した評価（cm浸食）から、全て二酸化炭素として発生するものとして評価した結果、発生量はmolとなる。

二酸化炭素は塩化水素ほど溶解度が大きくないため、フィルタ装置内では全量がスクラビング水に溶解することはないと見られ、また弱酸のため、酸性物質としてスクラビング水に与える影響は小さいと考えるが、本評価では保守的にスクラビング水のpHに影響を与える酸性物質として評価する。

e. 無機よう素の捕集により消費される塩基の量

ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWR プラントにおける代表炉心を対象とした平衡炉心末期を想定し、ORIGEN2 コードより計算した結果、とする。

- ・ 格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を 61%とする。

- ・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195 に基づき、よう化セシウム 5%、無機よう素 91%、有機よう素 4%とする。

以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素(分子量 253.8g/mol)の量はとなる。

(1)式に示すとおり，無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤（ ）との反応によりを捕集される。

. . . . (1)

この反応によって消費される塩基の量は mol となる。また，消費される の量は mol 消費される。

f. の分解により消費される塩基の量

スクラビング水に含まれる は，酸素が存在する場合，水酸化物イオンと下記の反応により分解することが知られており，分解される の量は，スクラビング水の積算吸収線量の増加に伴って増加する。

ここでは，スクラビング水の積算吸収線量によらず，スクラビング水に含まれる 全量が分解したとして，塩基の消費量を評価した結果， の分解により消費される塩基の量は mol となる。

(2) フィルタ装置への酸性物質の移行量

(1)項に生成した酸性物質は、ほとんどが液相に溶解してサプレッション・プールに移行し、ベント時にはサプレッション・プールに残留してフィルタ装置には移行しない可能性もあるが、保守的に全量が移行するとして評価する。スクラビング水のpHに影響を与える物質の量は、以下のとおりとなる。

【事象発生7日後の酸性物質移行量 (mol) 】

- ・ケーブルの放射線分解により発生する酸性物質 mol
- ・ケーブルの熱分解により発生する酸性物質 mol
- ・サプレッション・プール水から発生する硝酸 mol
- ・MCCIにより発生する二酸化炭素 mol
- ・無機よう素の捕集により消費される塩基の量 mol
- ・ の分解により消費される塩基 mol

【事象発生60日後の酸性物質移行量 (mol) 】

- ・ケーブルの放射線分解により発生する酸性物質 mol
- ・ケーブルの熱分解により発生する酸性物質 mol
- ・サプレッション・プール水から発生する硝酸 mol
- ・MCCIにより発生する二酸化炭素 mol
- ・無機よう素の捕集により消費される塩基の量 mol
- ・ の分解により消費される塩基 mol

(3) スクラビング水のpH評価結果

フィルタ装置は無機よう素 (I₂) を捕集及び保持するものであるため、2ヶ月でよう素が十分減衰することを考慮し、スクラビング水には保守的に設定した60日後の酸性物質の移行量 (mol) を考慮する。

消費される molの塩基に相当する の濃度は、待機

時最低水位（約35t）時に [] wt%となることから、これに余裕を考慮して、スクラビング水の [] 濃度は、待機時最低水位（約35t）時に [] wt%とする。

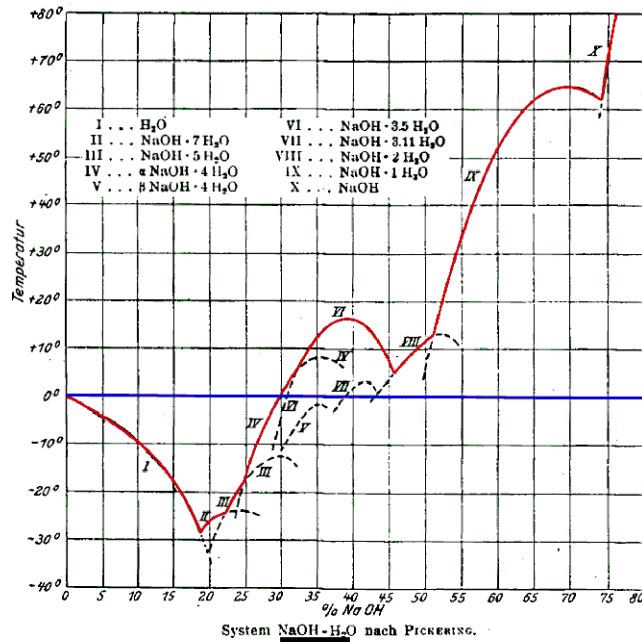
[]
この場合、初期のpHは []、60日後のスクラビング水のpHは [] であり、スクラビング水はアルカリ性の状態を維持できる。なお、電気ケーブルに含まれる酸性物質の総量（ [] mol）が全て分解し、フィルタ装置に移行した場合であっても60日後の酸性物質移行量は [] molであり、待機時にスクラビング水に含まれる [] の量は十分である。この場合、スクラビング水のpHは [] となる。

(4) 薬液の劣化・濃度均一性

フィルタ装置スクラビング水に添加する [] の水系の相平衡については、「Cmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928」より、第1図の通り示されている。第1図より、フィルタ装置スクラビング水の添加濃度である [] [3.0wt%] では、水温が0℃以上であれば相変化は起こらない（つまり析出することはない）ことがわかる。フィルタ装置は格納槽の地下埋設部に設置することとしており、スクラビング水は0℃以上となる。よって、フィルタ装置待機中に [] が析出することはない。

また、 [] は非常に安定な化学種であり、フィルタ装置待機中、フィルタ装置はラプチャディスク及び隔離弁により外界と隔離され、窒素雰囲気になされることから、フィルタ装置待機中において、薬液が変質することはない。

また、フィルダ装置を使用すると、ベンチュリノズルから噴射されるベントガスによりバブリングされ、は均一に拡散されると考えられる。



第1図 の水系相平衡図

(5) スクラビング水の管理について

(3)に記載したとおり、スクラビング水は待機時に十分な薬剤の量を確保しておくことで、ベントを実施した際に格納容器から酸が移行した場合においても、スクラビング水はpH7以上を維持できる。以上を踏まえ、スクラビング水の管理について以下に示す。

a. 系統待機時の管理

- ・スクラビング水が通常水位の範囲内であることを確認する。
- ・定期点検時にサンプリングにより、水質が管理基準内であることを確認する。

b. ベント中の管理

- ・スクラビング水の水位を監視し、水位低に至る場合においては、水を補給する。

- ・ベント実施後の長期において、捕集した無機よう素が保持され、再揮発していないことを確認するため、pH計にてスクラビング水のpH測定を適宜実施し、pH7以上の維持されていることを確認する。

c. ベント停止後（隔離弁閉止後）

- ・ベント停止後においても、捕集した無機よう素が保持され、再揮発していないことを確認するため、pH計にてスクラビング水のpH測定を適宜実施し、pH7以上に維持されていることを確認する。

スクラビング水のpH計については、重大事故等時に適用可能であることが確認されたものを採用する。

<参考図書>

1. NUREG/CR-5950 “Iodine Evolution and pH Control”, Dec.1992
2. NUREG/CR-5564 “Core-Concrete Interactions Using Molten UO₂ With Zirconium on A Basaltic Basement”, Apr.1992

(補足) 東海第二発電所 格納容器内ケーブル量調査

pH低下に寄与する支配的な物質とされるケーブルに含有される塩化水素量を評価するため、格納容器内のケーブル量を建設記録および工事記録により調査を行った。

格納容器内のケーブル量調査フロー

①建設記録よりケーブル量を調査・集計

(線種、サイズ毎に本数と長さを集計)



②工事記録におけるケーブル取替、敷設実績を調査・反映



③格納容器ペデスタル内に限定したケーブル量の調査・集計

(ペデスタル内に接続されるケーブルの全長を保守的に集計)



④ケーブル被覆材毎に表面積、塩化水素含有量を算出

(今後の設備更新等を想定し、保守的に算出)

以上により集計した格納容器内のケーブル量調査結果を表1に示す。

表 1 格納容器内のケーブル量調査結果

用途	ケーブル仕様	シース表面積 (m^2)	酸の量 (mol)

用途	ケーブル仕様	シース表面積 (m^2)	酸の量 (mol)

1. 指摘事項

【133-2】

主排気筒ではなく原子炉建屋屋上からの放出とした根拠について、定量的に説明すること。

【133-3】

主排気筒とフィルタベント放出口の相対関係を説明すること。

【133-22】

被ばく評価で地上放散を仮定しているが、ベントガスを排出する場所の高さでも実施すること。

2. 回答

- (1) 炉心損傷防止対策の有効性評価においては、格納容器フィルタベント系によるベント放出時の非居住区域境界外での実効線量を評価し、周辺の公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えない（発生事故当たり概ね 5mSv 以下）ことが要求される。放出位置の違いによる実効線量の差異については、地上放出とした場合約 0.15mSv、排気筒放出とした場合約 0.018mSv と評価され、5mSv に対していずれも十分余裕があり、放出位置の違いによる有意な差はない（別紙 1 参照）。
- (2) 被ばく評価に使用する事故時の気象条件については、気象指針に基づき、保守的な気象条件として 97%値が使用されるが、現実的な評価を行うことを想定し、中央値（50%値）を求めると、従来の 97%値に比べ約 1/2 となり 5mSv に対する余裕をより確保できる（別紙 2 参照）。
- (3) 格納容器フィルタベント系の主な設置目的として長期土壌汚染の主要因となる放射性セシウム等の低減効果があげられる。このため放出位置から

風下距離 30km までの地上濃度について原子炉建屋屋上放出（地上放出）、排気筒放出の場合についてそれぞれ評価を行った。その結果、風下距離が延びるとともに、原子炉建屋屋上放出と排気筒放出の差異は小さくなる（別紙 3 参照）。

さらに、3次元移流拡散コードにより風下 5km の地点での放出位置の違いの影響を確認したところ、上記と同等の結果が得られた（別紙 4 参照）。

(4) 格納容器損傷防止対策の有効性評価においては、 $Cs-137$ の放出量を 100TBq 未満にすることが要求されているが、放出量評価において、放出位置の違いによる影響はなく、原子炉建屋屋上放出においても 100TBq を十分下回る結果となる。

(5) 以上の被ばく評価結果等を踏まえ、格納容器フィルタベント系の放出位置については、非常用ガス処理系排気筒（耐圧強化ベント系で使用）との位置的分散も考慮し、原子炉建屋屋上としている（別紙 5 参照）。

短期被ばくの主因となる放射性希ガス及びよう素による影響
(非居住区域境界周辺への影響)

格納容器フィルタベント系によって粒子状の放射性物質は大幅に低減されることから、短期的には放射性希ガス及びよう素による被ばくが支配的となる。格納容器フィルタベント系の放出位置を原子炉建屋屋上とした場合と排気筒を仮定した場合の放射性希ガスによる外部被ばく及び放射性よう素の吸入による内部被ばくの実効線量の合計を比較して第1表に示す。ここで、原子炉建屋屋上放出の場合は、地上放出を想定し、地上風を用い、排気筒放出の場合は耐圧強化ベントの評価と同じ排気筒風を用いた。

放出位置の違いによる実効線量の差異については、地上放出とした場合約0.15mSv、排気筒放出とした場合約0.018mSvと評価され、5mSvに対していずれも十分余裕がある。

また、原子炉建屋屋上放出時の放出源の有効高さを当社敦賀発電所2号炉での風洞実験結果を参考に30mとし、現実的な条件で評価した場合でも、原子炉建屋屋上放出の場合は約0.13mSvであり、5mSvに対して十分余裕がある。原子炉建屋屋上放出時の放出源有効高さの推定手順を第1図に示す。

なお、敦賀発電所2号炉の風洞実験結果を参考にするに当たっては、東海第二発電所周辺の状況を考慮し、地形影響の小さい方位のデータを用い、建屋近傍のデータを参考にしている。

第1表 放出位置の違いによる非居住区域境界外での実効線量等の比較

項目		地上放出 ^{※1}	排気筒放出	【参考 ^{※3} 】 建屋屋上 放出相当
放出量	希ガス (Bq)	約 1.5×10^{14} (ガンマ線 0.5MeV 換算値)		
	よう素 (Bq)	約 2.3×10^{11} (I-131 等価量)		
放出高さ (m)		0 (地上)	95~115 (排気筒)	30 (建屋屋上相当)
風向風速 データ		地上風 (地上高 10m)	排気筒風 (地上高 140m)	地上風 (地上高 10m)
評価方位		NW	W	NW
相対線量 (Gy/Bq)		約 4.0×10^{-19}	約 8.1×10^{-20}	約 3.5×10^{-19}
相対濃度 (m^3/s)		約 2.9×10^{-5}	約 2.0×10^{-6}	約 2.5×10^{-5}
実効線量 (mSv)		約 0.15 ^{※2}	約 0.018	約 0.13

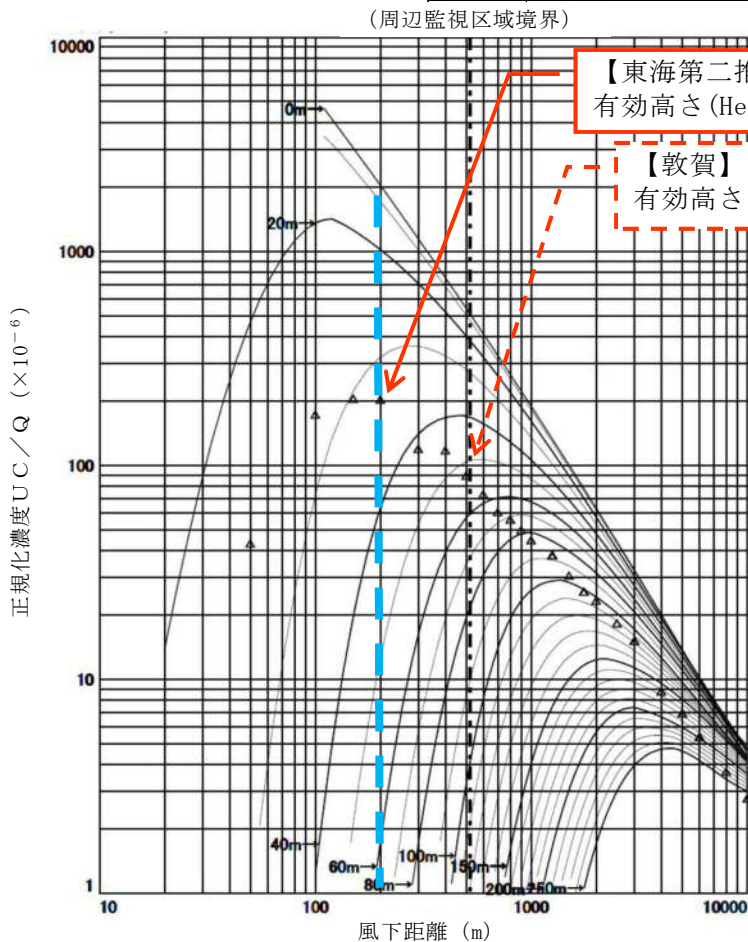
※1 申請書ではフィルタベント放出について保守的に地上放出と想定し被ばく評価している。

※2 炉心損傷防止対策の有効性評価における非居住区域境界外での周辺公衆の実効線量

※3 敦賀発電所2号炉の事故時排気筒放出時(地上58m)の風洞実験結果を参考に推定した放出高さを使用した場合の評価結果

測定風向	NW
排気筒	敦賀発電所 2号炉
△	模型実験結果 $H_0=58m$
—	平地実験結果

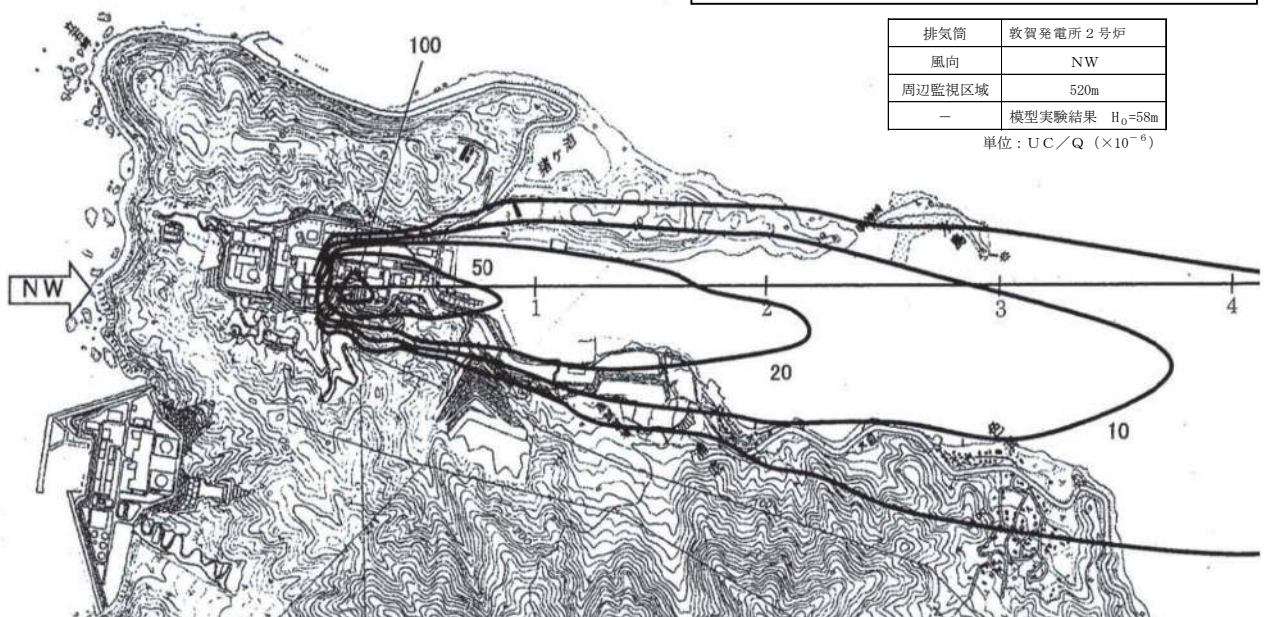
※ 図中曲線は平地実験による放出源高さごとの地表煙軸濃度分布、また三角プロットは模型実験での放出源高さの地表濃度分布を示す。
 評価地点以遠において模型実験の濃度分布を下回らない濃度を示す平地実験の放出源高さを有効高さとする。



地表煙軸濃度分布図 (風向: NW, 放出源: 2号炉排気筒)

東海第二発電所の原子炉建屋放出時 (55m) の有効高さの推定手順

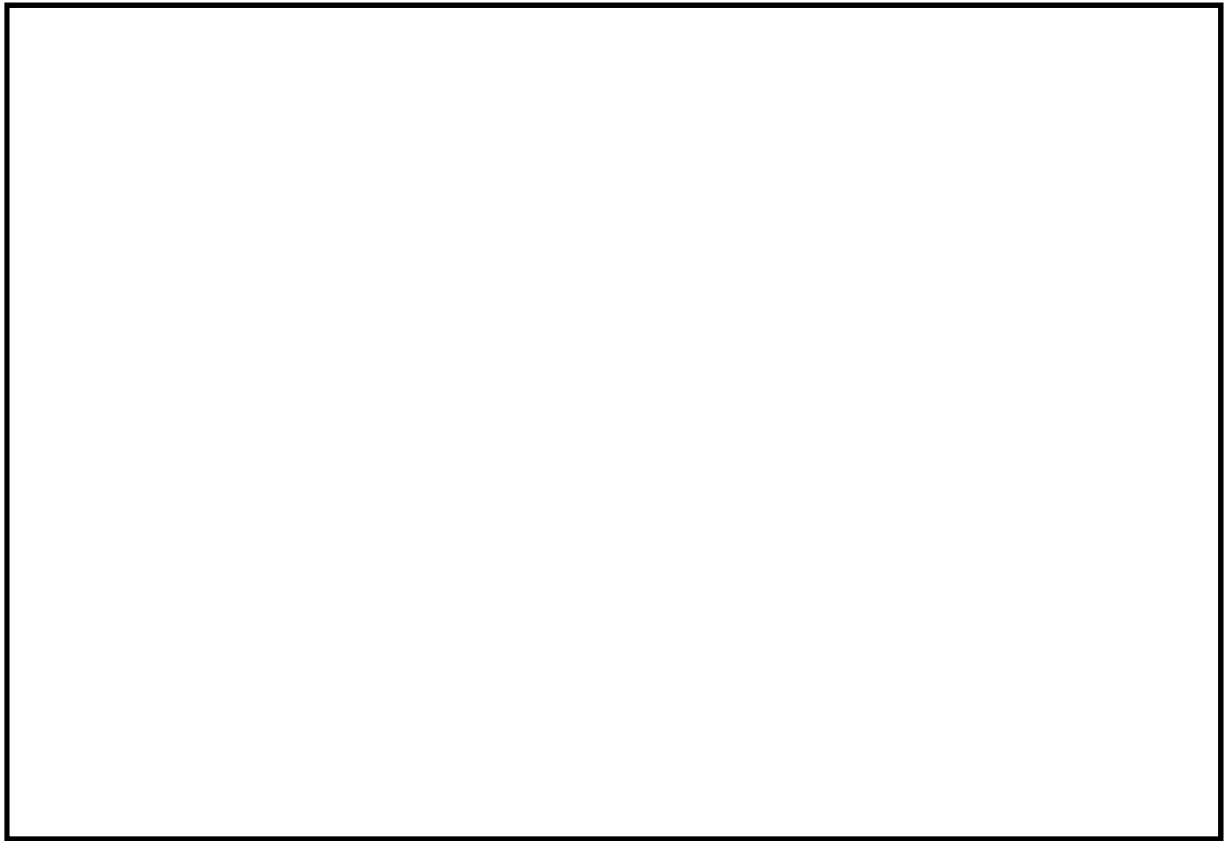
- 1) 敦賀 2号炉 (PWR) は、原子炉格納容器付属排気筒で、放出高さが東海第二発電所の原子炉建屋高さと同様 (58m) であるため、この風洞実験結果を参考にする。
- 2) 敦賀発電所は起伏のある地形であり、建屋影響が比較的大きい風向の風洞実験結果を用いる。この実験によれば排気筒から放出されたガスは建屋の影響で拡散が促進される。
- 3) 東海第二発電所の原子炉建屋周辺もタービン建屋等が存在しており、原子炉建屋から放出されたガスも拡散が期待できるが、敦賀発電所のように建屋が密集していないため、原子炉建屋による影響が主と考えられる風下距離 200m での有効高さを用いる。(第 2 図、第 3 図参照)
- 4) 以上から、東海第二発電所の原子炉建屋から放出した時の有効高さの推定値は、30m とする。



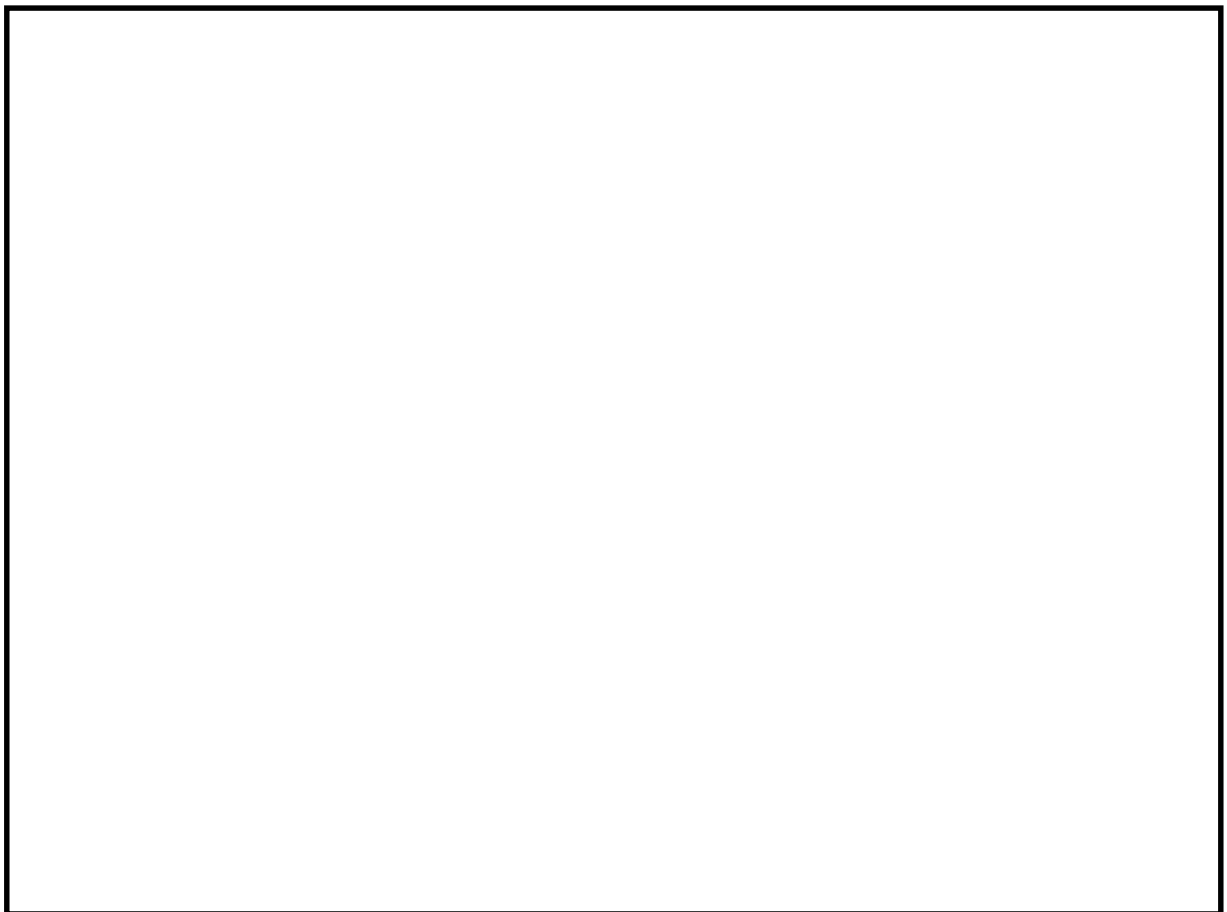
排気筒	敦賀発電所 2号炉
風向	NW
周辺監視区域	520m
—	模型実験結果 $H_0=58m$

単位: $UC/Q (\times 10^{-6})$

第 1 図 原子炉建屋屋上から放出した時の有効高さ (推定値) について



第 2 図 東海第二発電所配置図



第 3 図 敦賀発電所配置図

気象条件における中央値について

事故時の大気拡散評価に係る気象条件は、気象指針に基づき整理しており、これを参考に次式(相対濃度の場合)により風下方位が陸側の全ての方位を対象に現実的な気象条件として中央値を求めた。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot \delta_i$$

ここで、

χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m^3)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (s/m^3)

δ_i : 時刻 i において風向が陸に向う方位にあるとき $\delta_i = 1$
時刻 i において風向が海に向う方位にあるとき $\delta_i = 0$

相対濃度及び相対線量の試算値(地上放出, 実効放出継続時間 1 時間)を従来
の 97%相当値と比較して第 2 表に示す。相対濃度, 相対線量とも中央値は従来
値の約 1/2 となる。

第 2 表 相対濃度及び相対線量の試算値

	相対濃度 (s/m^3)	相対線量 (Gy/Bq)
従来値(97%相当値)	約 2.9×10^{-5}	約 4.0×10^{-19}
試算値(中央値)	約 1.6×10^{-5}	約 2.3×10^{-19}

長期土壌汚染の主原因となる放射性セシウム等による影響
(遠距離地点への影響)

格納容器フィルタベント系は広域の地表汚染を防止するために設置するものであり、風下距離で 5km, 10km, 20km, 30km 地点での放出位置の影響を検討する。

土壌汚染は大気中に拡散した放射性セシウム等が地表に沈着することによって生じることから、地上空気中濃度に依存する。このため、放出位置を排気筒とする場合と原子炉建屋屋上とする場合の上記の地点における地上空気中濃度を比較して第 3 表に示す。ここで、放出高さは排気筒放出の場合は風洞実験で風向毎に求めた値の平均値 (105m)、原子炉建屋屋上放出の場合は地上 (0m) とし、大気安定度は中立、風速は 1m/s、放出率は 1Bq/s とした。地上空気中濃度は、原子炉建屋屋上放出の場合には排気筒放出を仮定した場合に比べ風下距離 5km では約 1.7 倍、10km では約 1.3 倍、20km では約 1.2 倍、30km では約 1.1 倍であり、風下距離とともにその差は小さくなる。

さらに、格納容器フィルタベント系での放射性物質の低減効果 (粒子状物質で 1/1000) を考慮すれば、広域の土壌汚染抑制の観点からは原子炉建屋屋上放出と排気筒放出では大差はないと考える。

第 3 表 遠距離地点の地上濃度の比較

風下距離	原子炉建屋屋上 (Bq/cm ³)	排気筒 (Bq/cm ³)	備考 (屋上：排気筒)
5km	約 1.1×10^{-5}	約 6.3×10^{-6}	1.7 : 1
10km	約 4.0×10^{-6}	約 3.1×10^{-6}	1.3 : 1
20km	約 1.5×10^{-6}	約 1.3×10^{-6}	1.2 : 1
30km	約 8.4×10^{-7}	約 7.8×10^{-7}	1.1 : 1

AREDESを用いた放出位置の違いによる影響評価

a. AREDESについて

放出の位置の違いによる拡散効果への影響について、3次元移流拡散評価コードである緊急時環境影響評価システム（以下「AREDES」という。）を用いて評価を行った。AREDESには、東海第二発電所周辺の地形データが入力されており、地形の形状を考慮した大気拡散評価が可能である。AREDESにより、単位放出量当たりの拡散係数（相対濃度（ x/Q ）及び相対線量（ D/Q ））を評価し、放出位置の違いによる拡散効果への影響を評価した。

b. AREDESへの入力条件について

東海第二発電所における放出位置の違いによる拡散効果の影響を確認するために、格納容器フィルタベント系の排気の放出位置を原子炉建屋屋上（フィルタベント系排気口）及び排気筒の2つの放出位置を設定した。

拡散効果を確認するために、各高度における一定の気象条件（風向、風速、大気安定度）を入力条件として評価を行った。

主な入力条件を第4表に示す。また、AREDESの評価画面を用いた評価位置を第4図に示す。

第4表 AREDESへの主な入力条件

項目	評価条件	備考
風速	地上10m : 3.1m/s 地上81m : 5.1m/s 地上140m : 5.4m/s	東海第二発電所構内で観測された各高度の年間(2005年度)の平均風速から設定
風向	E方向、SE方向	地上放出時、排気筒放出時の主風向を参考に設定
大気安定度	D型(中立)	東海第二発電所構内で観測された大気安定度のうち、年間(2005年度)で最も出現頻度の高い大気安定度
放出位置	屋上放出 : 地上57m	格納容器フィルタベント系の放出位置から設定
	排気筒放出 : 地上140m	耐圧強化ベント系の放出位置から設定
評価地点	W方向 : 5km	放出点からW方向の遠距離地点(5km)に設定
	NW方向 : 5km	放出点からNW方向の遠距離地点(5km)に設定



第4図 AREDES評価画面を基にした評価位置図

c. AREDESによる評価結果

AREDESによるシミュレーション結果を第5表に示す。

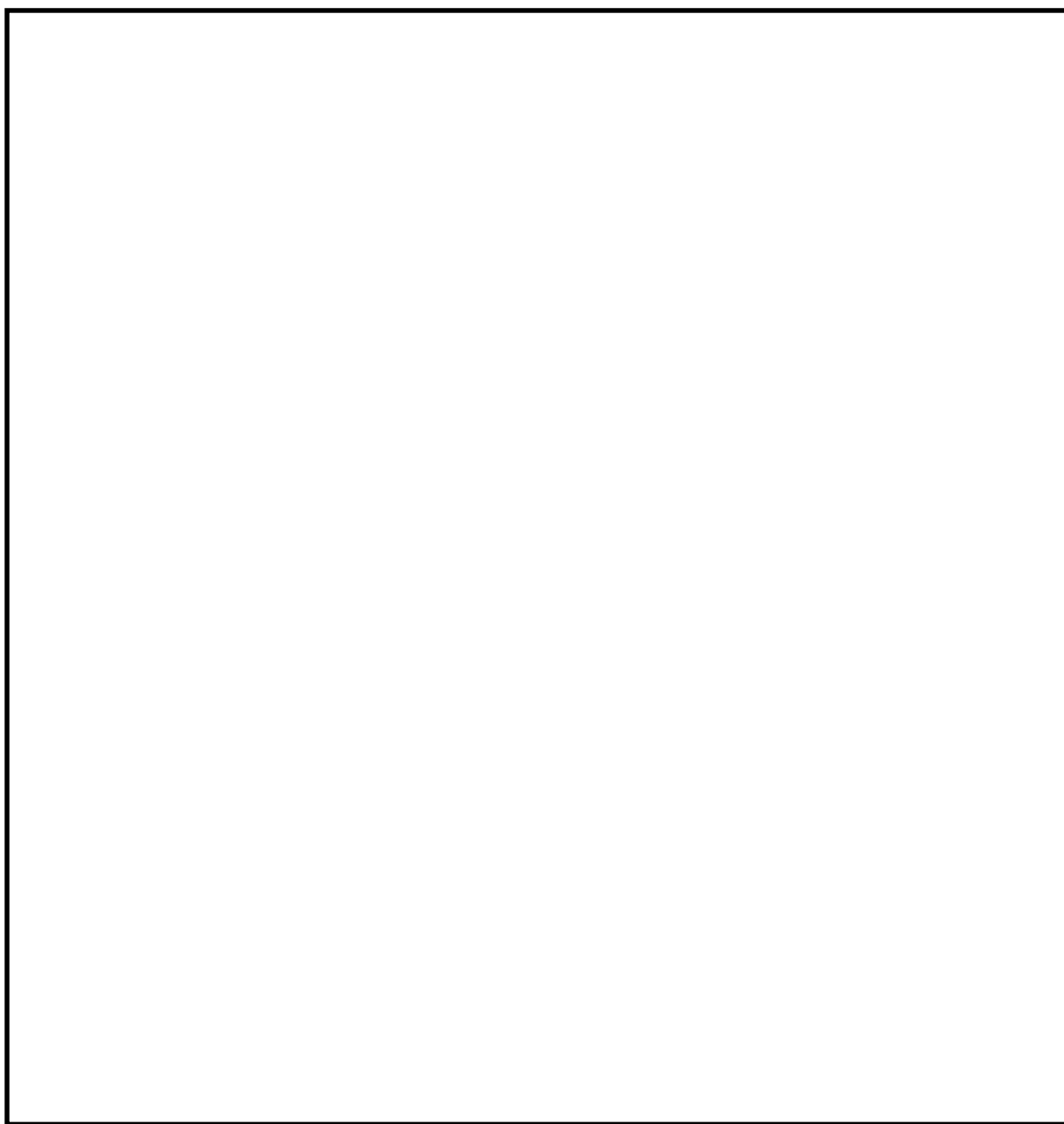
気象指針に基づいた評価と同様、遠距離地点においては原子炉建屋屋上放出と排気筒放出の拡散効果の差異が小さく、その差は約2~3倍となった。

第5表 遠距離地点の χ/Q 及び D/Q の比較

評価地点	拡散係数	屋上放出 (地上 57m)	排気筒放出 (地上 140m)	屋上 : 排気筒
W方位 5km	χ/Q (s/m ³)	2.1×10^{-6}	9.0×10^{-7}	2.3 : 1
	D/Q (Gy/Bq)	9.1×10^{-20}	5.6×10^{-20}	1.6 : 1
NW方位 5km	χ/Q (s/m ³)	1.7×10^{-6}	6.4×10^{-7}	2.7 : 1
	D/Q (Gy/Bq)	1.0×10^{-19}	5.2×10^{-20}	1.9 : 1

格納容器フィルタベント系放出位置と排気筒放出位置の位置関係について

耐圧強化ベント系による格納容器ベントは、排気筒に支持される非常用ガス処理系排気筒より排気筒高さで放出される。格納容器フィルタベント系の排気を原子炉建屋屋上からの放出とすれば、耐圧強化ベント系の放出箇所と位置的分散を図ることが可能である。第 5 図に各系統の放出配管の配置を示す。



第 5 図 格納容器フィルタベント系放出位置と排気筒放出位置の位置関係図

1. 指摘事項

【133-4】

オリフィスの性能について、圧力が変動したとしても、体積流量が一定の幅の中に収まることを示すこと

【133-13】

蒸気流量が 1Pd を下回った場合の流量設計の考え方について説明すること

2. 回答

※有効性評価等を見直した条件で再評価中

流量制限オリフィスはオリフィス上流の体積流量をほぼ一定に保つため、ベントフィルタ内に設置している。格納容器圧力の変動に伴う体積流量の変化について以下に記載する。

格納容器フィルタベント系の設計流量は、格納容器圧力 1Pd(=310kPa [gage]) において、13.4kg/s の蒸気流量が排出できるものとして流量制限オリフィスの流出断面積を設定している。

設定した流出断面積のオリフィスを用いた場合における運転範囲（格納容器圧力 ~620kPa[gage]）の体積流量は、(式 1) ~ (式 4) により計算でき、格納容器圧力の変動に伴う体積流量の変化は、狭い範囲 に収まっていることが分かる。

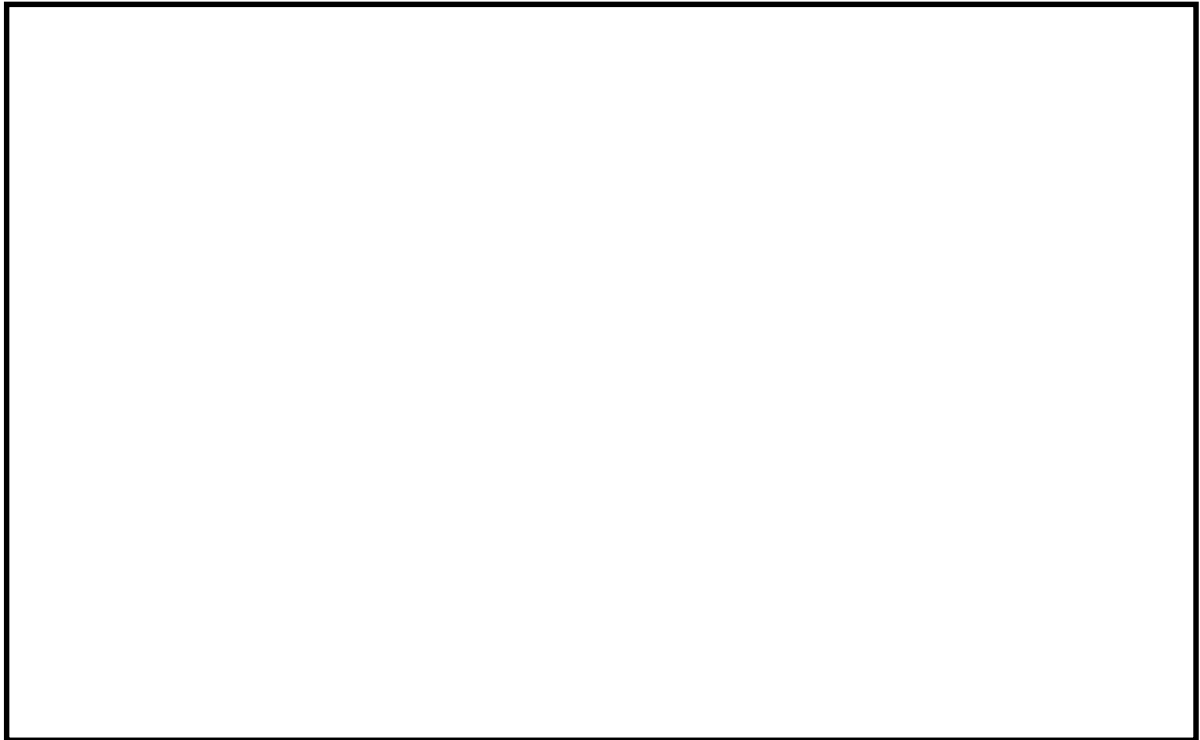
計算結果を第 1 表に、圧力勾配の概要を第 1 図に、格納容器圧力とベンチュリノズル入口における体積流量の関係を第 2 図に示す。

第 1 表 格納容器圧力に対する体積流量

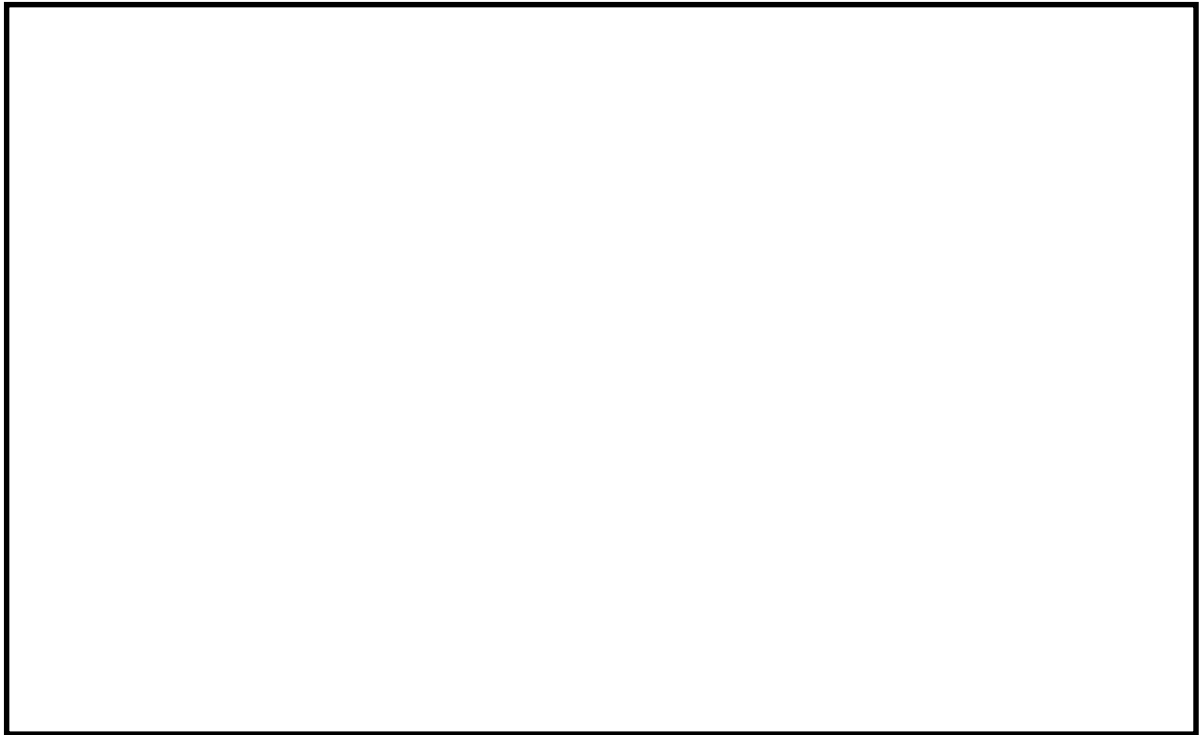
格納容器圧力 kPa[gage]	オリフイス上流 圧力損失 kPa	オリフイス下流 圧力損失 kPa	質量流量 kg/s (相対比) ^{※1}	体積流量 m ³ /s (相対比) ^{※1}
620 (2Pd)				
310 (1Pd)				

※1 格納容器圧力 1Pd のときの値を 100%とした場合の比を記載

※緊急用海水系 (E S W) を設置するため、フィルタベントの位置を変更しており再評価中。

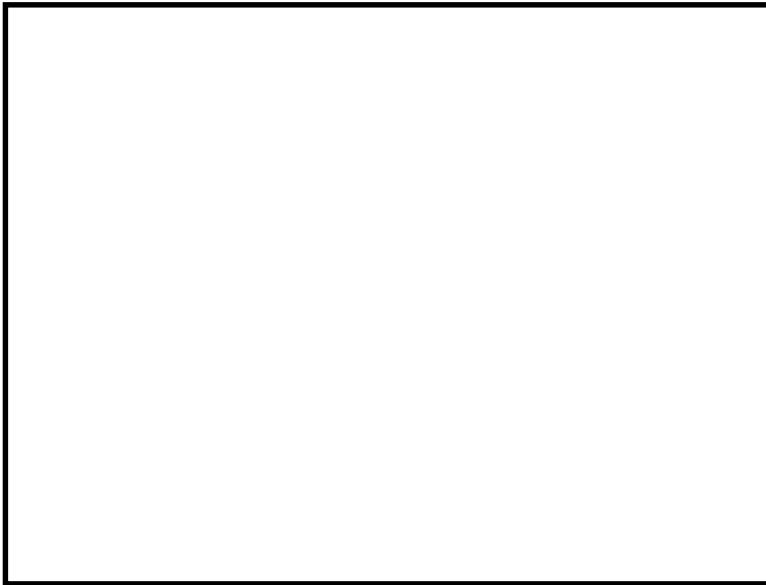


第 1 図 圧力勾配概要



第2図 格納容器フィルタベント系の流量特性

<体積流量の計算式>



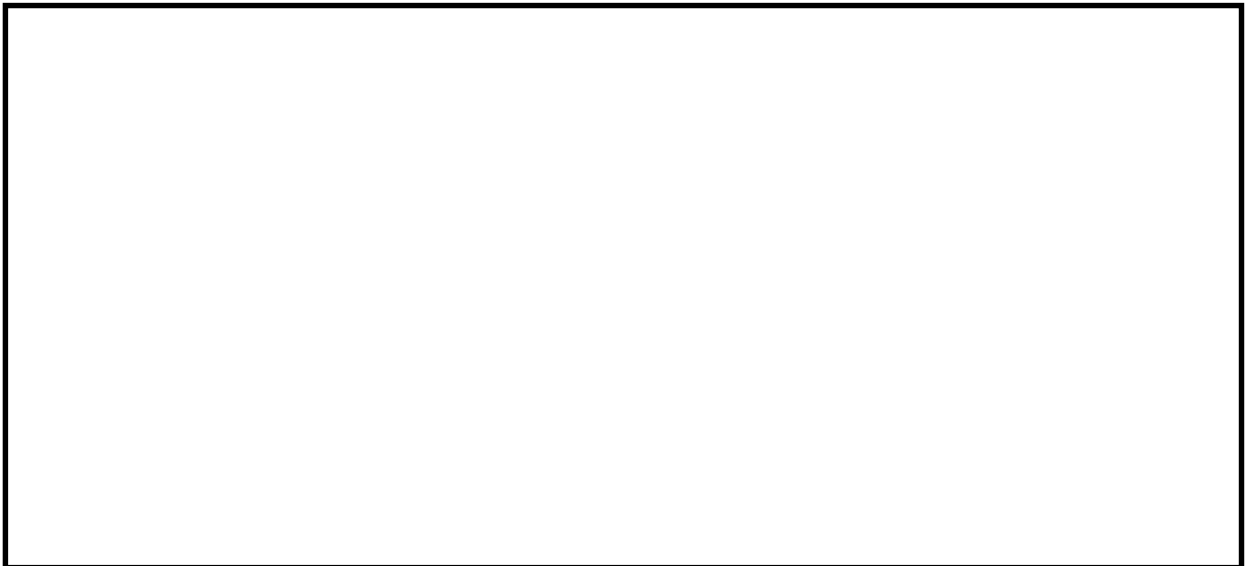
..... (式 1)

..... (式 2)

..... (式 3)

$$V [\text{m}^3/\text{s}] = m_{\text{システム}} [\text{kg}/\text{s}] \cdot \sigma [\text{m}^3/\text{kg}] \quad \dots \dots \dots \text{(式 4)}$$

- V : 体積流量
- m : 質量流量
- σ : 比体積



1. 指摘事項

【133-5】

計装設備の個数，計測不能になった場合の推定方法，監視場所の考え方を示すこと

2. 回答

(1) 計装設備の個数の考え方について

格納容器フィルタベント系の機能監視を行うのに必要なパラメータについては，計器を多重化する設計としている。

多重化対象の監視パラメータは以下の通りである。

- ・フィルタ装置水位
- ・フィルタ装置出口放射線量モニタ（高レンジ）

(2) 計測不能となった場合の推定方法について

格納容器フィルタベント系の計装設備は，計器の故障等により計測ができない場合においても代替パラメータによる推定が可能である。各主要パラメータに対する代替パラメータ及び代替パラメータによる推定方法を表 1 に，計装設備概略構成図を図 1 に示す。

(3) 計装設備の監視場所の考え方について

格納容器フィルタベント系の計装設備は，中央制御室において集中監視を行う設計としている。また，中央制御室の運転員を介さず，事故状態を把握できるよう緊急時対策所においても監視可能とする。なお，フィルタ装置水位とフィルタ装置圧力は，スクラビング水の補給・移送操作及び窒素置換操作時に現場でも確認できるように，現場計器も設置する計画である。

表1 格納容器フィルターバント系計装設備の代替パラメータによる推定方法

主要パラメータ	個数	監視場所	計測範囲	監視目的	代替パラメータ	代替パラメータによる推定方法
①フィルター装置水位	2	中央制御室, 緊急時対策所	180～5,500mm	フィルター装置性能維持のための水位監視	①フィルター装置水位	①フィルター装置水位の1チャンネルのフィルター装置水位により計測する。
	1	現場				
②フィルター装置圧力	1	中央制御室, 緊急時対策所	0～1.0MPa[gage]	系統運転中に格納容器雰囲気ガスがフィルター装置に導かれていることの確認	①フィルター装置スクラビング水温度	①容器内は飽和状態であるため、スクラビング水温度からフィルター装置圧力を推定する。
	1	現場				
③フィルター装置スクラビング水温度	1 ^{※1}	中央制御室, 緊急時対策所	0～300℃	フィルター装置の温度監視	①フィルター装置スクラビング水温度(予備側検出素子使用) ②フィルター装置圧力	①常用側検出素子が故障した場合は、予備側検出素子により計測する。 ②容器内は飽和状態であるため、フィルター装置圧力からスクラビング水温度を推定する。
	1	中央制御室, 緊急時対策所				
④フィルター装置排気ライン圧力	1	中央制御室, 緊急時対策所	0～100kPa[gage]	系統待機時の塞封入による不活性状態の確認	①フィルター装置圧力	①系統待機中は、フィルター装置排気ライン圧力とフィルター装置圧力が同じ圧力となるため、フィルター装置圧力により推定する。
	2	中央制御室, 緊急時対策所				
⑤フィルター装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	中央制御室, 緊急時対策所	10 ⁻² ～10 ⁻⁵ Sv/h	系統運転中に放出される放射性物質濃度の確認	①フィルター装置出口放射線モニタ ^{※2} ②モニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポスト	①フィルター装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのフィルター装置出口放射線モニタにより計測する。 ②フィルター装置出口の放射能は系統外に放出されるため、モニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポストの指示値から放射線量を推定する。
	1	中央制御室, 緊急時対策所	10 ⁻³ ～10 ⁻⁴ mSv/h			
⑥フィルター装置入口水素濃度	2	中央制御室, 緊急時対策所	0～100vol%	事故収束時の系統内の水素濃度の確認	①フィルター装置入口水素濃度	①フィルター装置入口水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのフィルター装置入口水素濃度により計測する。
	1	中央制御室, 緊急時対策所				
⑦フィルター装置スクラビング水 pH ^{※3}	1	中央制御室, 緊急時対策所	pH10～14	フィルター装置性能維持のためのpH監視	— ^{※3}	— ^{※3}

※1：温度検出器の検出素子は2重化(ダブルエレメント)している。 ※2：フィルター装置放射線モニタ(高レンジ)のみ他チャンネルにより計測する。

※3：自主対策設備(自主対策設備のため代替パラメータによる推定は除く。)

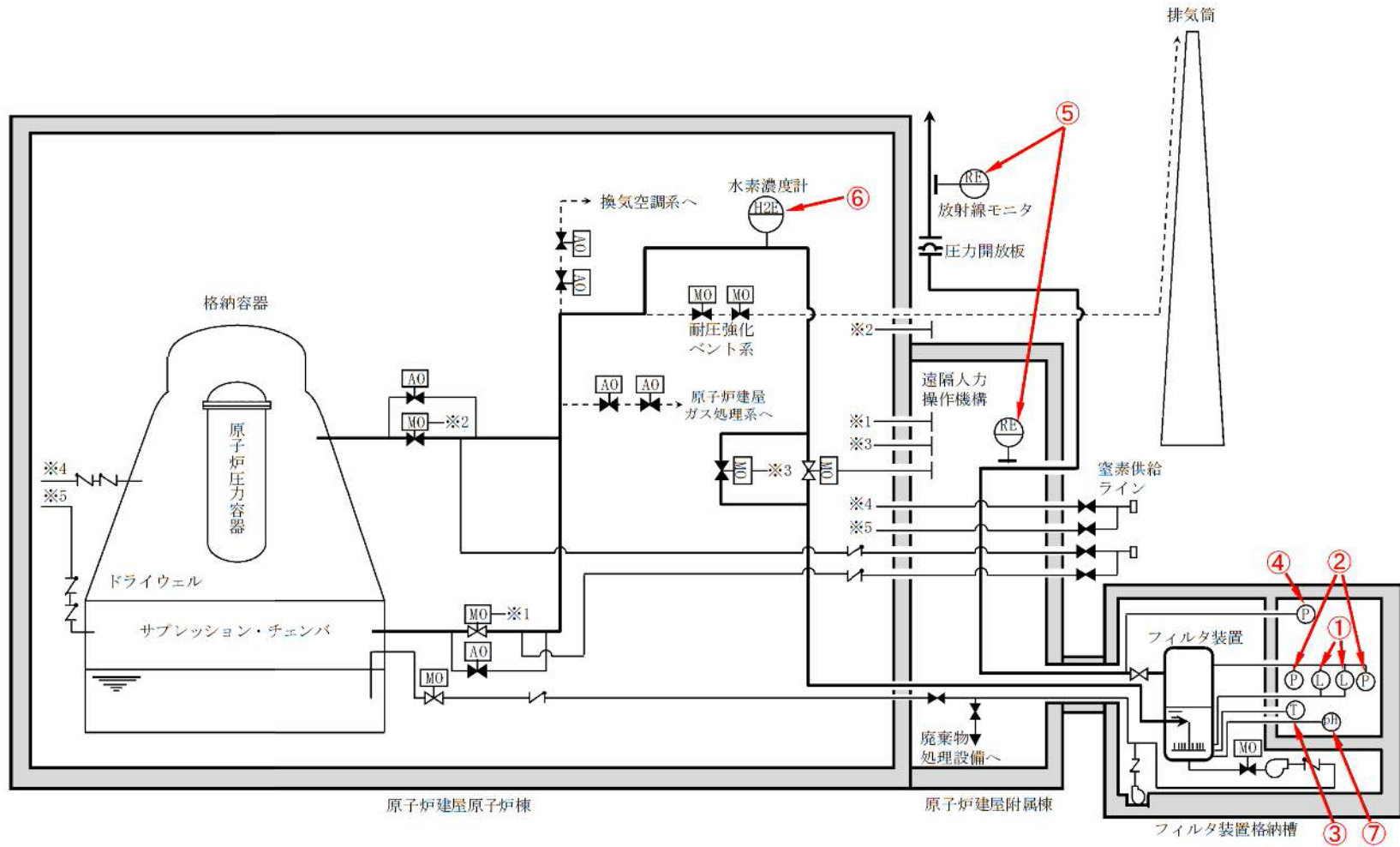


図1 格納容器フィルタベント系 計装設備概略構成図

1. 指摘事項

【133-6】

pH7～13 で維持管理することについて，構造健全性や DF の pH 依存性の観点から説明すること

※pH 依存性については添付 1 に記載

2. 回答

フィルタ装置や入口配管等のスクラビング水の接液部については，内部に保有しているスクラビング水の通常状態での性状（高アルカリ性）と重大事故時に放出される放射性物質を捕集・保持すること（汚染水の貯蔵）を考慮して，耐食性に優れたステンレス鋼を材料として選定している。

第 1 表にスクラビング水接液部の材質について記載する。

第 1 表 スクラビング水接液部の材質

	部位	材質
バウンダリ	容器	SUS316L
	入口配管接液部	SUS316LTP
	接続配管	SUS316LTP (計装配管, ドレン配管, 給水配管)
内部構造物	多孔板, 支持部材等	SUS316L
	ベンチュリノズル	
	金属フィルタ	ドレン配管: SUS316LTP
その他	よう素除去部	枠材: SUS316L
	ガスケット類	膨張黒鉛系シール材

スクラビング水はpH の強アルカリ性であることから，各材料については，全面腐食，局部腐食（孔食，すきま腐食）及び応力腐食割れが想定されるため，これらについて検討する。

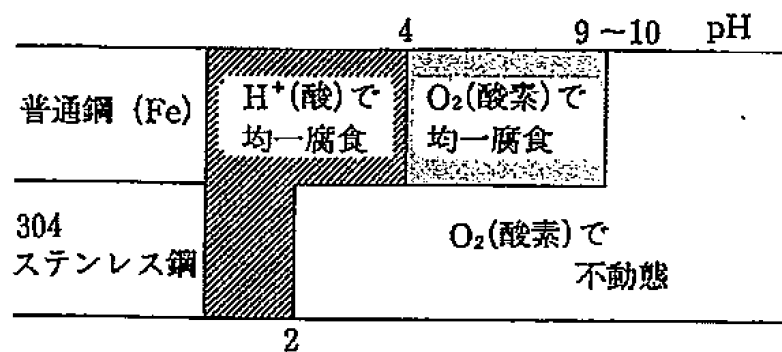
(1) ステンレス鋼の腐食評価

a. 全面腐食

全面腐食は、金属表面の全面にわたってほぼ同一の速度で浸食が進む腐食形態である。SUS304 は第 1 図に示すとおり、pH2 以上で不動態化するため、強アルカリ環境では、全面腐食に対する耐性がある（参考図書 1）。

系統待機時は pH で水質が維持されることから、不動態化が保てることとなる。

同じオーステナイト系ステンレス鋼である SUS316L 等の適用材料についても同様の傾向を示すことから、全面腐食の発生は考え難い。



第1図 大気中酸素に接する水中環境におけるSUS304の腐食形態と pH の関係

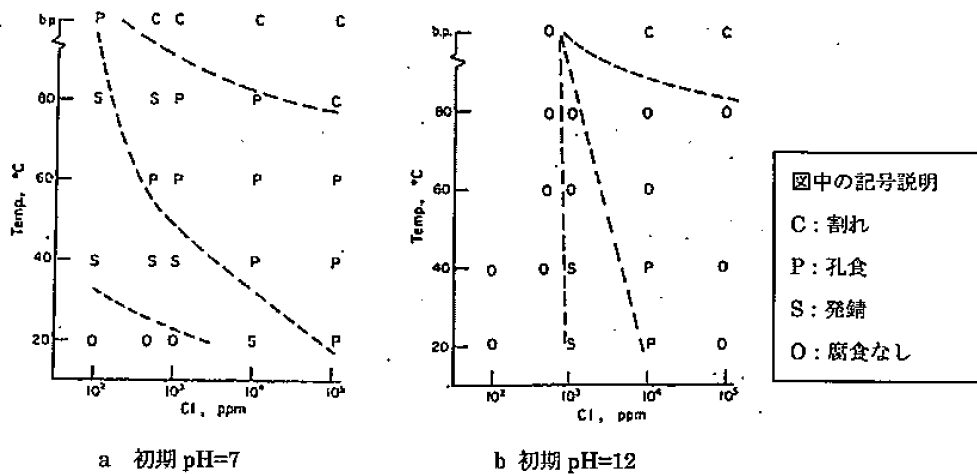
b. 孔食

孔食は、ステンレス鋼のように表面に生成する不動態化膜によって耐食性が保たれている金属において、塩化物イオン等の影響で不動態化膜の一部が破壊され、その部分において局部的に腐食が進行する腐食形態である。

第2図にSUS304の塩化物イオン濃度と温度が腐食形態に及ぼす影響を示す(参考図書2)。孔食発生の領域はpH7と比べpH12のほうが狭く、アルカリ環境になるほど孔食発生のリスクは低減する。

同じオーステナイト系ステンレス鋼であるSUS316L等の適用材料についても同様の傾向を示すものと評価する。

なお、系統待機時はpH であり、塩化物イオンの濃度も十分低いと考えられるので、孔食は発生しないものと考えられる。



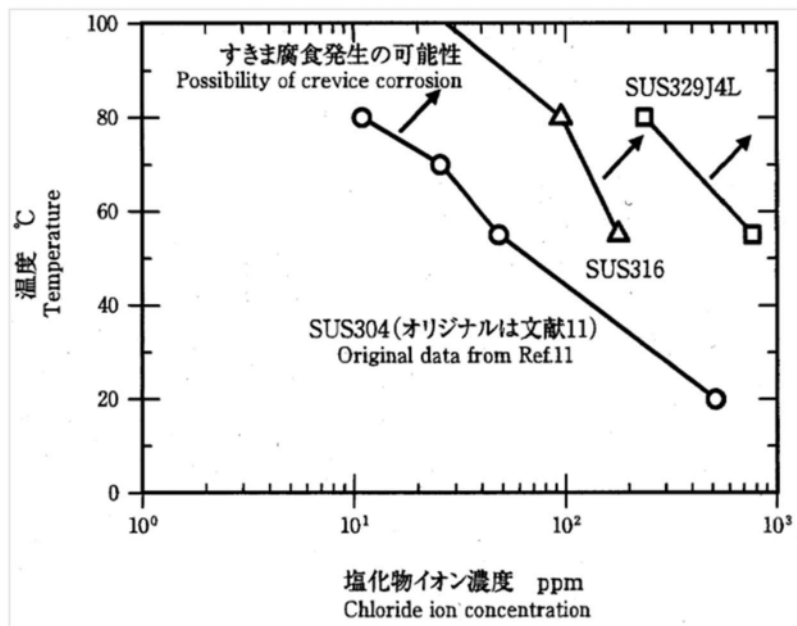
第2図 304 ステンレス鋼の pH7 及び pH12 の塩化物イオン濃度と温度が腐食形態に及ぼす影響

c. すきま腐食

すきま腐食は、ステンレス鋼表面の異物付着、構造上のすきま部分において進行する腐食形態であり、その成長過程は孔食と類似している。第3図に SUS304 と SUS316 の中性環境におけるすきま腐食発生に対する塩化物イオン濃度と温度の影響を示す（参考図書3）。

SUS304 及び SUS316 のいずれも塩化物イオン濃度が低い中性環境では、すきま腐食の発生の可能性は低い。前述のとおりアルカリ環境では中性環境より孔食の発生リスクが低いことから、同様な成長過程のすきま腐食についても発生の可能性が低減されるものと考えられる。

同じオーステナイト系ステンレス鋼である SUS316L 等の適用材料についても同様の傾向を示すものと評価する。



第3図 SUS304 と SUS316 の中性環境におけるすきま腐食に対する塩化物イオン濃度と温度の影響

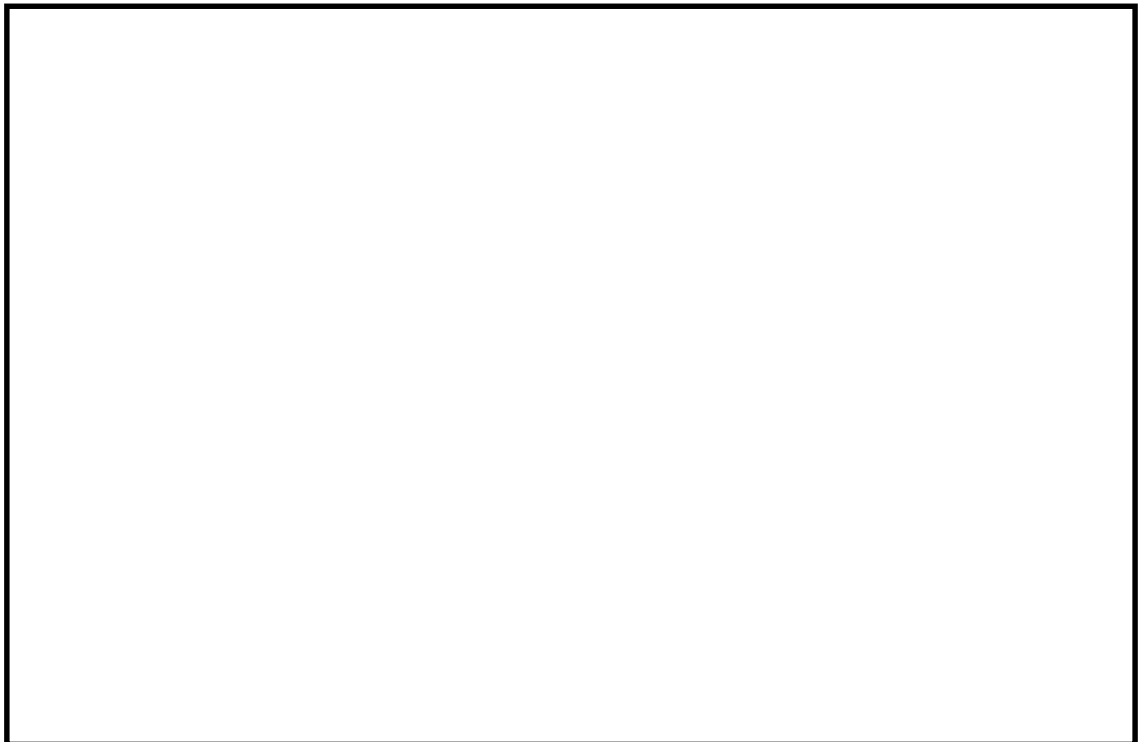
d. 応力腐食割れ

応力腐食割れ（以下，SCC という）は，腐食性の環境におかれた金属材料に引張応力が作用して生ずる割れであり，材料，応力，環境の三要因が重畳した場合に発生する。以下にアルカリ環境及び [] 環境における SCC 発生に関する評価結果を示す。

・アルカリ環境におけるSCC

第4図に SUS304, SUS316 の [] 濃度に対する SCC 発生限界を示す（参考図書4）。フィルタ装置の使用環境は， [] となる。また，ベント時でスクラビング水が最低水位となった場合の [] となる。いずれの場合においても SCC の発生領域から外れており問題のないことがわかる。

使用する材料である SUS316L や [] 等については，耐 SCC 性に優れた材料であることから，さらに信頼性が高いものと評価する。



第4図 SUS304, SUS316 の [] 溶液中の耐食性

・ [] 環境下における SCC

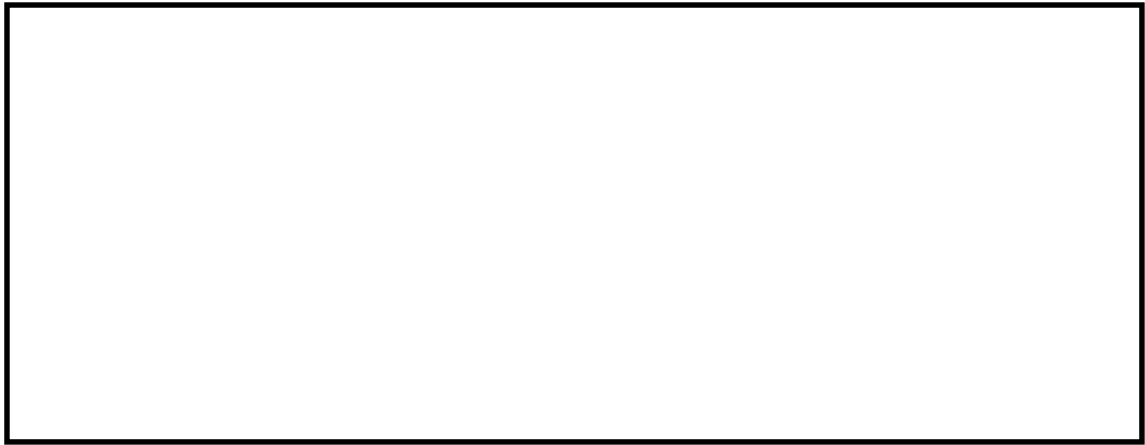
第 5 図に [] 水溶液中の SUS304 の低ひずみ速度試験 (SSRT) の結果を示す (参考図書 5)。この試験は室温 (23℃) において、 [] の水溶液中で行った試験であり、鋭敏化していない試験片については、SCC の発生が認められなかったことを示している。実機の [] 濃度も同等であり、SUS316L や [] 等については鋭敏化し難く、耐 SCC 性に優れた材料であることから、より信頼性が高いものと評価する。



第 5 図 [] 水溶液中における 304 ステンレス鋼の SSRT 結果

(2) ベンチュリノズルの耐エロージョン性

a. JAVA PLUS 試験時に使用したベンチュリノズルの確認



第 6 図に示すとおり,

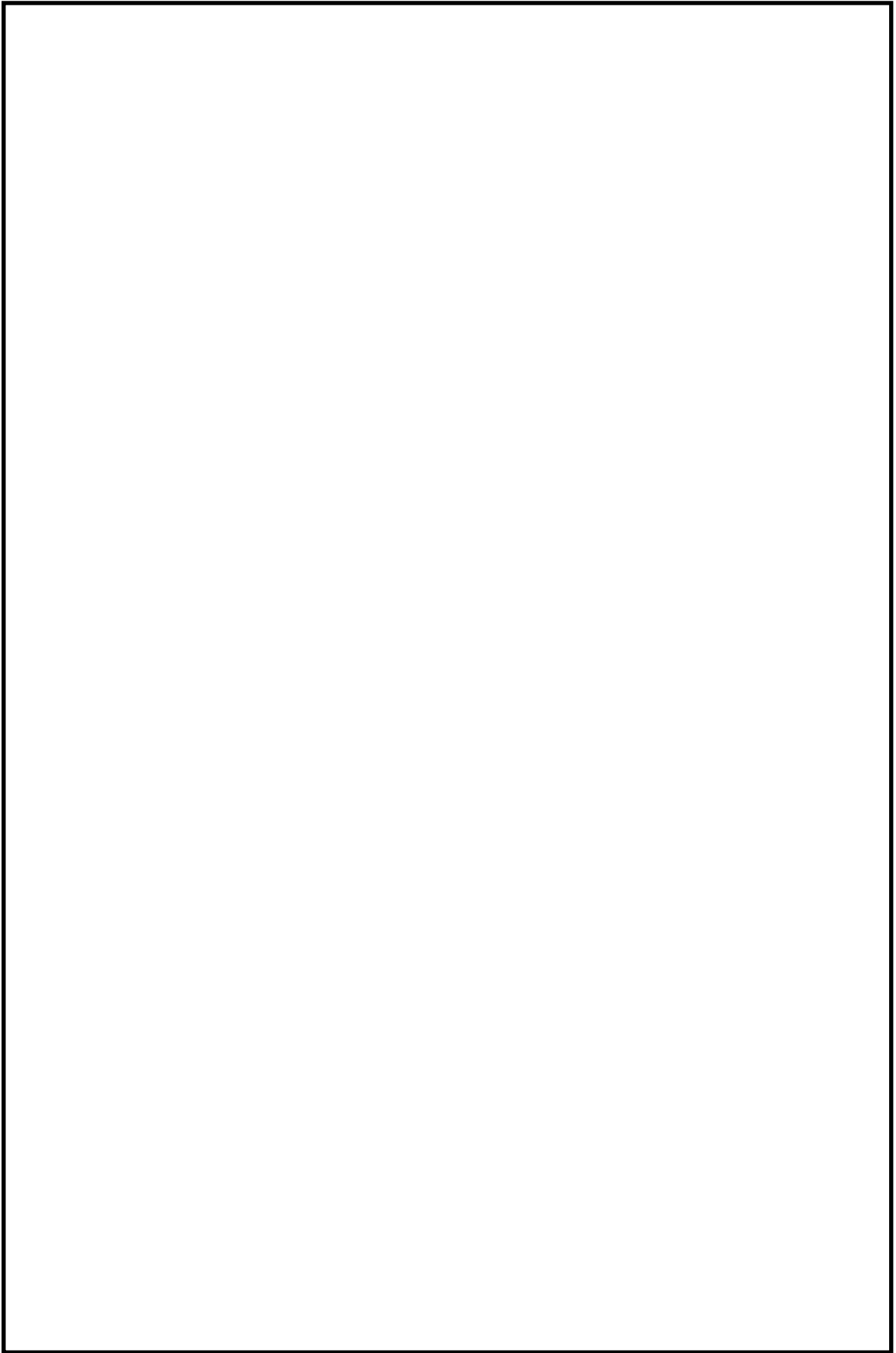


第 6 図 ベンチュリノズル内面観察部位

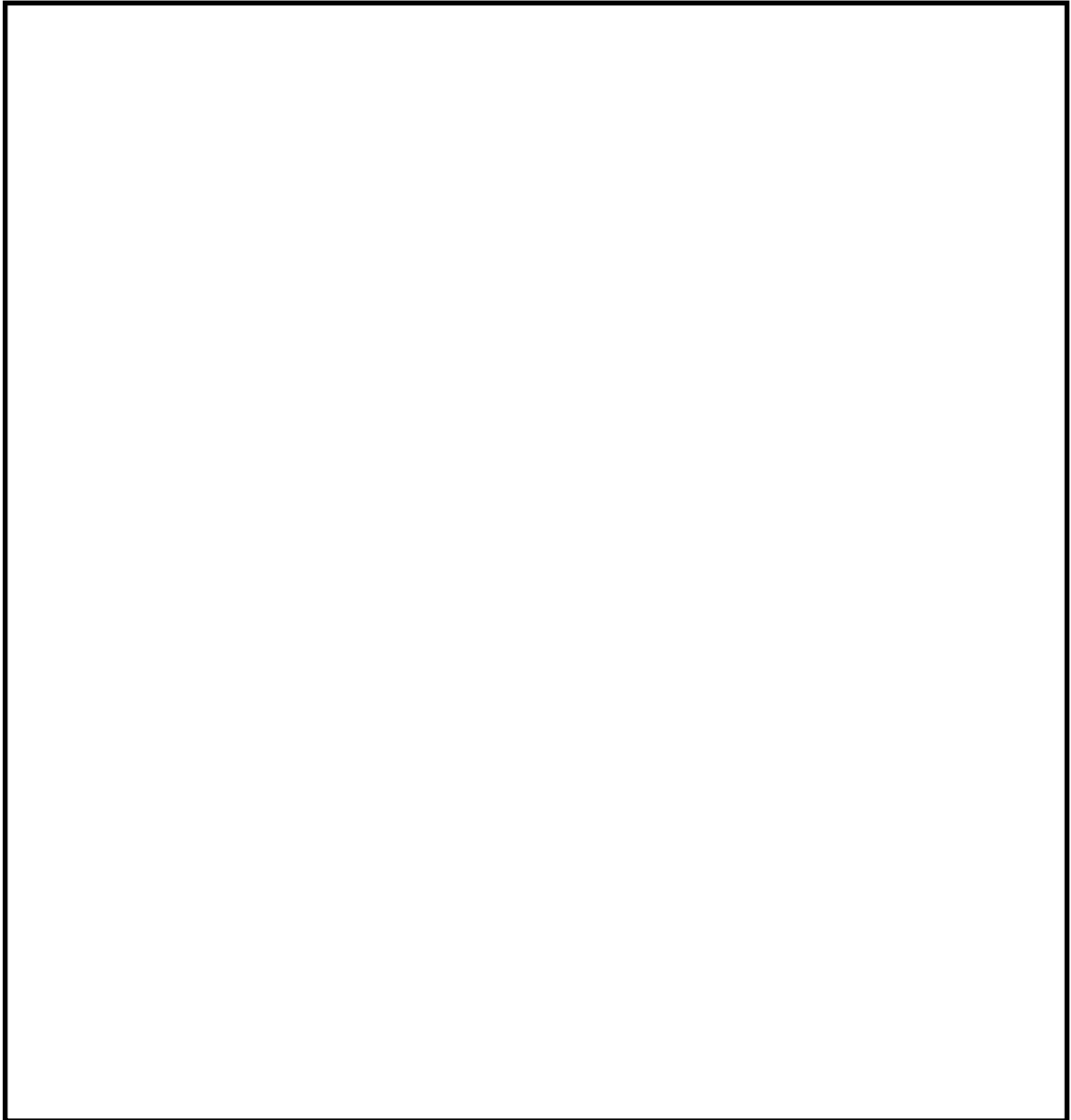
第7図及び第8図に

液滴衝撃エロージョンは蒸気とともに加速されるなどして高速となった液滴が、配管等の壁面に衝突したときに、局部的に大きな衝撃力を発生させ、それにより配管等の表面の酸化膜や母材が浸食される現象である。液滴衝撃エロージョンは非常に進展の速い減肉の一種であることから、発生ポテンシャルがあれば、第7図及び第8図に示す

ものと考えられる。したがって、ベンチュリノズルは液滴衝撃エロージョンを含むベント時の環境に対して十分な耐性があると考ええる。



第7図 ベンチュリノズル内面 SEM 観察結果 (1/2)



第 8 図 ベンチュリノズル内面 SEM 観察結果 (2/2)

b. ベントガス流速におけるエロージョン発生の評価

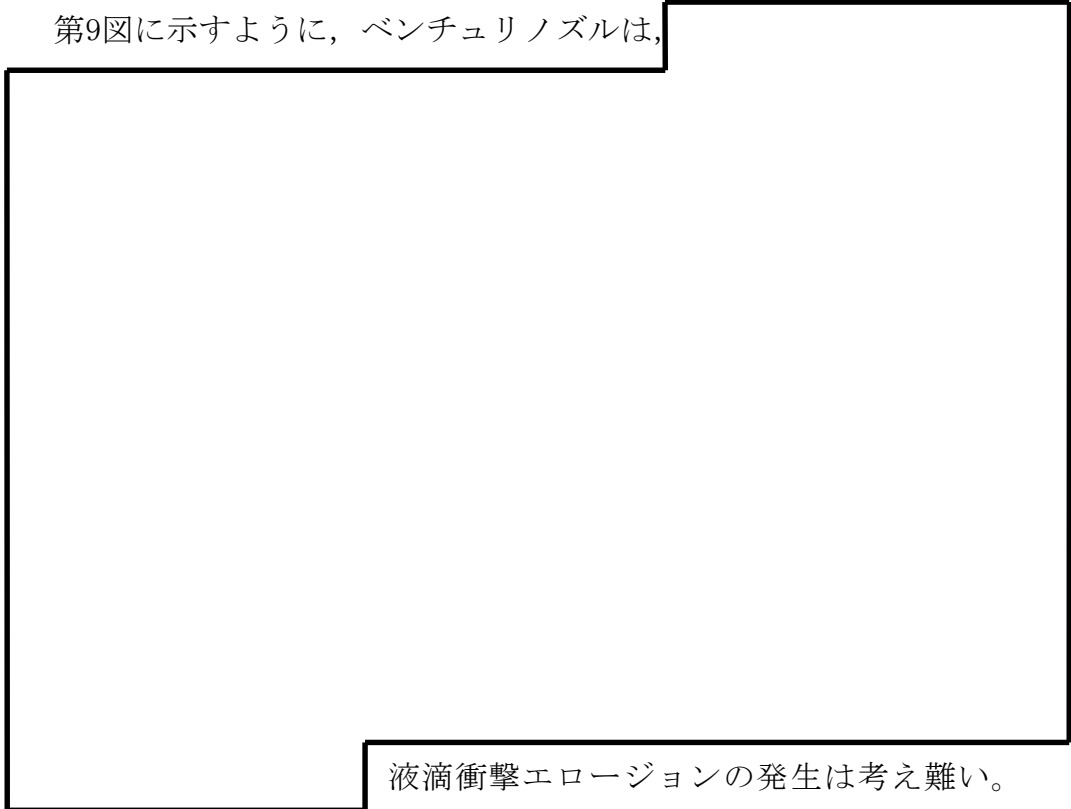
(a) 評価部位

ベンチュリノズルのように高速で流体が流れる部位の減肉モードとしては、流れ加速型腐食及び液滴衝撃エロージョンが対象となるが、



液滴衝撃エロージョンは、高速の液滴が壁面に衝突し、発生する衝撃力によって壁面が局所的に減肉する現象であり、ある一定の衝突速度以上の場合において、液滴の衝撃速度が速いほど、また、衝突角度が90度に近いほど減肉が発生しやすい。

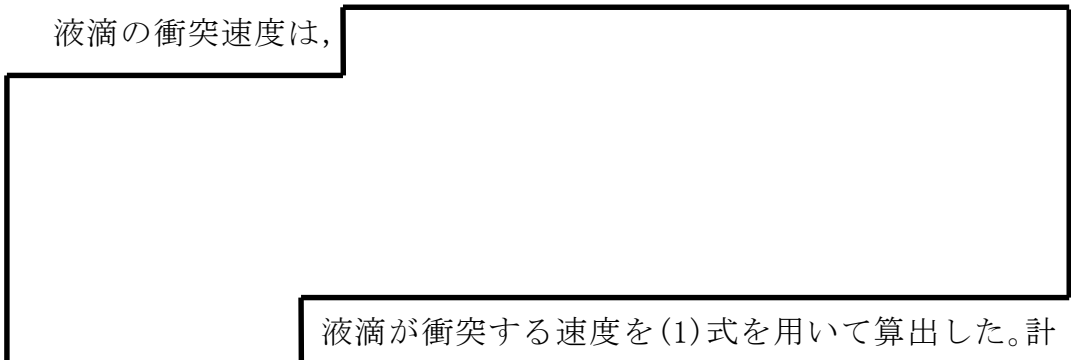
第9図に示すように、ベンチュリノズルは、



液滴衝撃エロージョンの発生は考え難い。

(b) 液滴の衝突速度

液滴の衝突速度は、



液滴が衝突する速度を(1)式を用いて算出した。計

算に用いるベンチュリノズル部におけるガス流速は、流速が速いほど液滴衝撃エロージョンが発生しやすいことから、東海第二発電所の運転範囲における最大値である とした。

[Redacted] . . . (1)

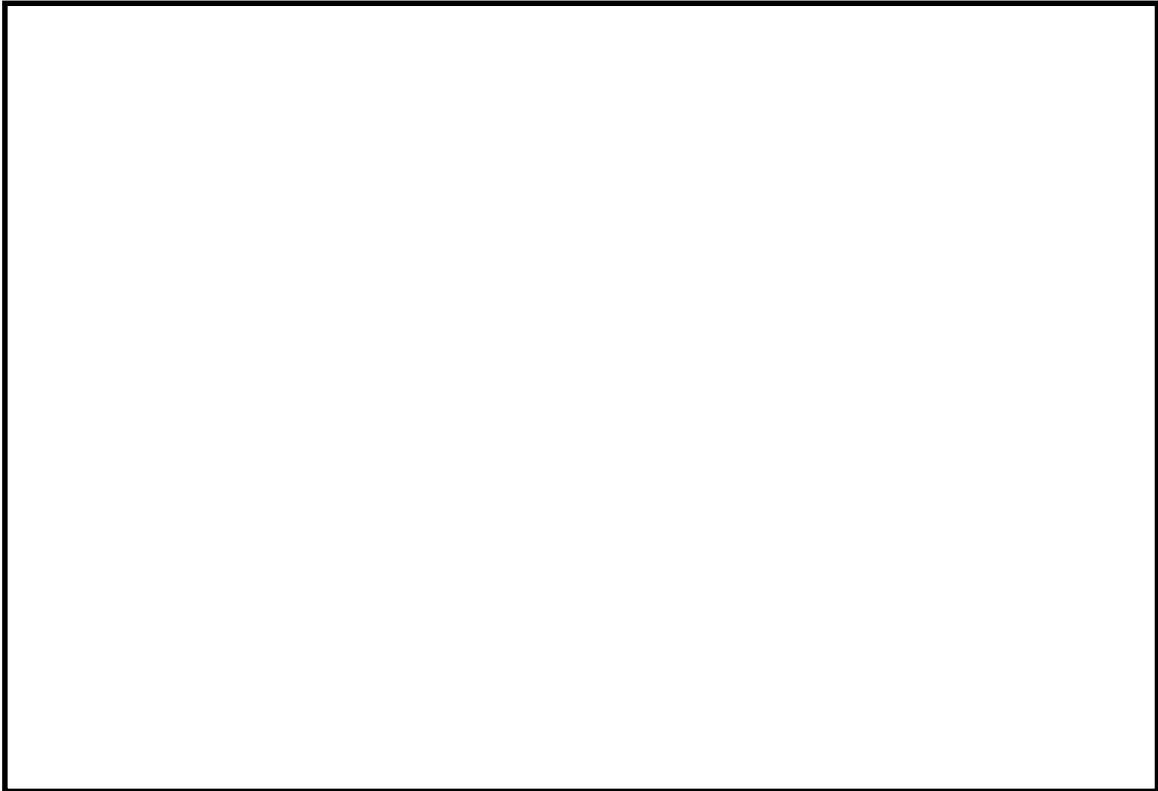
ここで、

[Redacted]

計算の結果、 [Redacted] に衝突する液滴の速度は [Redacted] となる。

(c) 評価結果

[Redacted] に衝突する液滴の速度 [Redacted] は、「発電設備規格 配管減肉管理に関する規格(2005年度版)(増訂版)JSME S CA1-2005」によるステンレス鋼のエロージョン限界流速である70m/sを下回っていることから、東海第二発電所のベント時の運転範囲において、液滴衝撃エロージョンは発生しないものと考えられる。



第9図 ベンチュリノズル内のガスの流路について

(3) 膨張黒鉛パッキンの評価

格納容器フィルタベント系に使用する弁等には，耐漏えい性確保のため，使用環境（温度，圧力，放射線量，高アルカリ環境）を考慮して膨張黒鉛系のパッキン，ガスケットを使用する。

膨張黒鉛は，天然黒鉛の優れた耐熱性や耐薬品性を維持しつつ，シート状に形成することで柔軟性，弾性を有した材料で，パッキン，ガスケットの材料として幅広く使用されている。パッキン類は系統の設計条件である，最高使用圧力2Pd，最高使用温度200℃について満足する仕様のものを使用する。

また，メーカーの試験実績より [] の照射に対しても機械的性質に変化はみられないことが確認されており，無機物であることから十分な耐放射線性も有し，アルカリ溶液にも耐性があり，100%の [] に対しても適用可能である。

劣化については、黒鉛の特性として、400℃以上の高温で酸素雰囲気下では酸化劣化が進むため、パッキンが痩せる（黒鉛が減少する）ことでシール機能が低下することが知られているが、格納容器フィルタベント系を使用する環境は200℃以下であることから、酸化劣化の懸念はない。

したがって、膨張黒鉛パッキンは系統待機時、ベント時のいずれの環境においても信頼性があるものと評価する。

<参考図書>

1. 腐食・防食ハンドブック，腐食防食協会編，平成12年2月
2. J.E.Truman, “The Influence of chloride content, pH and temperature of test solution on the occurrence of cracking with austenitic stainless steel”, Corrosion Science, 1977
3. 宮坂松甫: 荏原時報, 腐食防食講座－海水ポンプの腐食と対策技術(第5報), No. 224, 2009年
4. ステンレス鋼便覧 第3版 ステンレス協会編
5. 電力中央研究所報告, 研究報告: 280057, “チオ硫酸ナトリウム水溶液中におけるSUS304ステンレス鋼のSCC挙動” 財団法人電力中央研究所 エネルギー・環境技術研究所, 昭和56年10月
6. 発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格(2005年度版)(増訂版) JSME S CA1-2005

1. 指摘事項

【133-7】

除去性能試験におけるエアロゾルの粒径の確からしさを示すとともに、
粒径分布と DF の関係を示すこと

2. 回答

※有効性評価を見直した条件で再評価中

JAVA 試験における試験用エアロゾルの粒径は、JAVA 試験装置からエアロゾルをサンプリングし、で観察することにより、粒径分布を測定している。過酷事故解析コード (MAAP コード) より得られる粒径について、JAVA 試験において得られたエアロゾルの粒径との比較検証を行い、想定される粒径分布の全域を包絡できていることを確認することで、重大事故時に想定されるエアロゾルの粒径分布においても、JAVA 試験と同様の除去性能 (DF1,000 以上) が適用可能であることを確認した。

(1) JAVA 試験におけるエアロゾルの粒径分布

JAVA 試験においては、エアロゾルの除去性能を評価するため、

を試験用エアロゾルとして用いている。それぞれの試験用エアロゾルの質量中央径 (以下、「MMD」という。) を以下に示す。

これらの試験用エアロゾルの粒径分布は を使用した測定を行っており、ベンチュリスクラバ上流側より採取したガスを粒径測定用フィルタ

に通過させ、粒径測定用フィルタ表面の粒子を エアロゾルの量及び粒径を確認している。

JAVA 試験装置のサンプリングラインを第 1 図に、サンプルガスの取出し部分の概要を第 2 図に示す。



第 1 図 JAVA 試験装置サンプリングライン



第 2 図 サンプルガスの取出し部分概要図

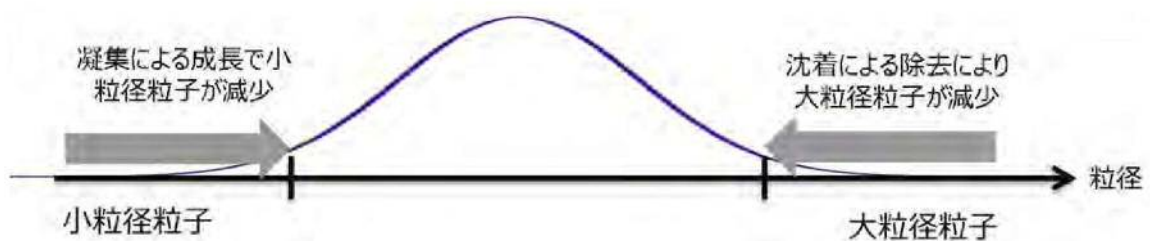
(2) 重大事故時に想定される粒径分布

重大事故時におけるエアロゾルの粒径分布は MAAP コードによる解析にて得ることができる。エアロゾルの粒径分布は凝集効果及び沈着効果の自然現象に加えて、格納容器スプレイ効果やサプレッション・プールのスクラビング効果によって、粒径分布の幅が限定される。MAAP コードではこれらの効果を考慮してエアロゾルの粒径分布を評価している。

a. 粒径分布の収束効果

1) 凝集効果と沈着効果

エアロゾルの粒径分布は、凝集効果及び沈着効果によりある粒径を中心に持つような分布が形成される（参考図書 1）。第 3 図に、エアロゾル分布形成のイメージを示す。また、以下に凝集効果及び沈着効果の内容を示す。



第 3 図 エアロゾル分布形成のイメージ

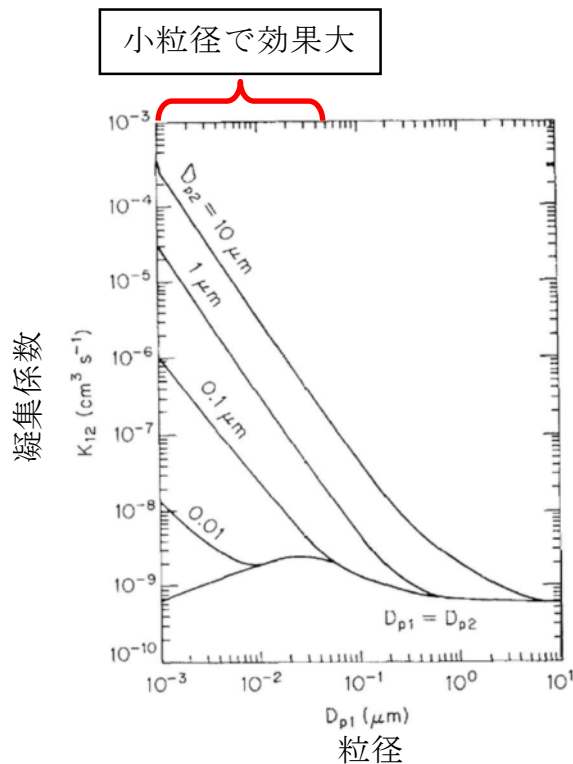
(a) 凝集による成長

小粒径のランダムな運動（ブラウン運動：Brownian Diffusion）により、他の粒子と衝突し凝集することでより大きな粒子へと成長する。小粒径の粒子は、特に大粒径の粒子と衝突し凝集する傾向が見られる。凝集効果の例を第 4 図に示す。

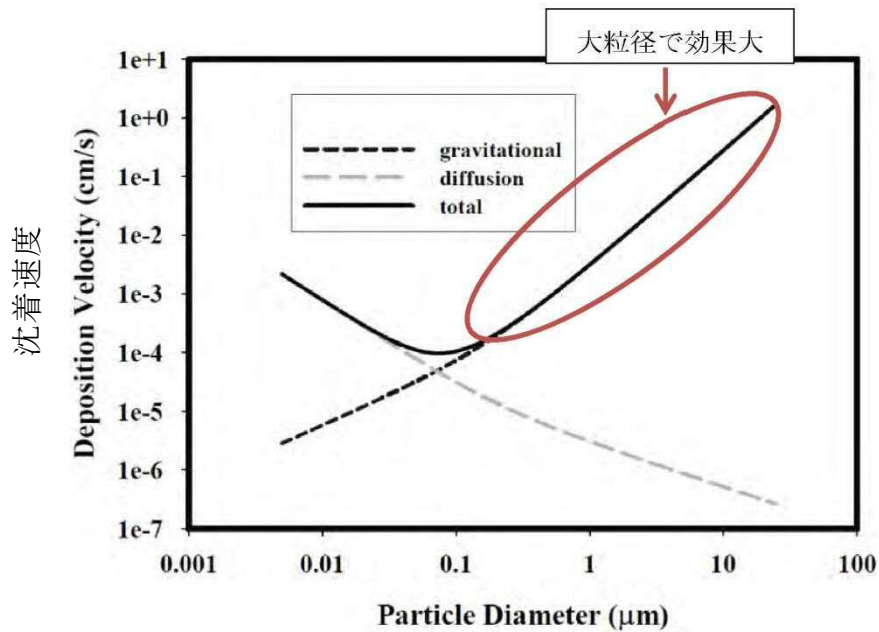
第3図の横軸は粒径 (D_{p1}) で、縦軸ブラウン運動による凝集係数を示しており、この値が大きい場合に凝集効果が大きくなる。凝集係数は凝集する相手の粒子径 (D_{p2}) により変化するため、 D_{p2} を変化させた場合の凝集係数として複数の曲線が示されている。相手の粒径による差はあるものの、小粒径の場合に効果が大きいことがわかる。

(b) 沈着による除去

沈着による除去効果は重量が大きいほど沈着しやすく、床・壁に付着することで減少する傾向が見られる。粒子の密度が一定と仮定した場合には、粒子径が大きいほど沈着効果を期待することができる。沈着効果の例を第5図に示す。



第4図 凝集効果の例 (参考図書2)



第 5 図 沈着効果の例 (参考図書 1)

2) 格納容器内のエアロゾル除去機構の影響

格納容器内では、重大事故等対処設備による格納容器スプレイ効果やサプレッション・プールのスクラビング効果によって、エアロゾルが除去される。以下に格納容器スプレイ効果及びサプレッション・プールのスクラビング効果を示す。

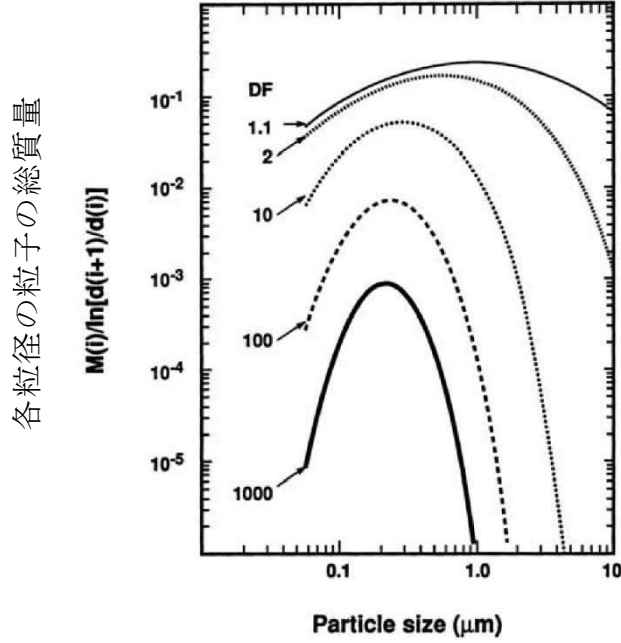
(a) 格納容器スプレイ効果

格納容器スプレイでは、水滴が落下する際に、慣性効果、さえぎり効果、拡散効果等の除去メカニズムが働く。

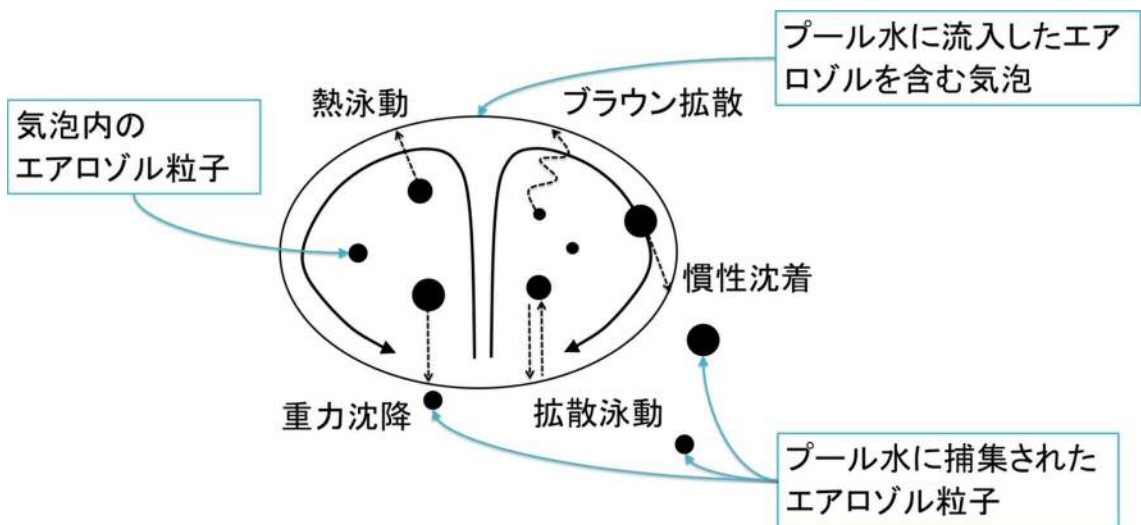
第 6 図に格納容器スプレイを継続することによる格納容器内のエアロゾル粒子の粒子径分布の変化の例を示す。初期の段階 (DF : 1.1) では、エアロゾル粒子は最大値が約 $1\mu\text{m}$ で幅の広い分布を持っているが、格納容器スプレイを継続し積算の除去効果が大きくなると、大粒径の粒子と小粒径の粒子が効果的に除去され、粒径分布の最大値は小さくなり、また分布の幅も小さくなる傾向が見られる。

(b) プールスクラビング効果

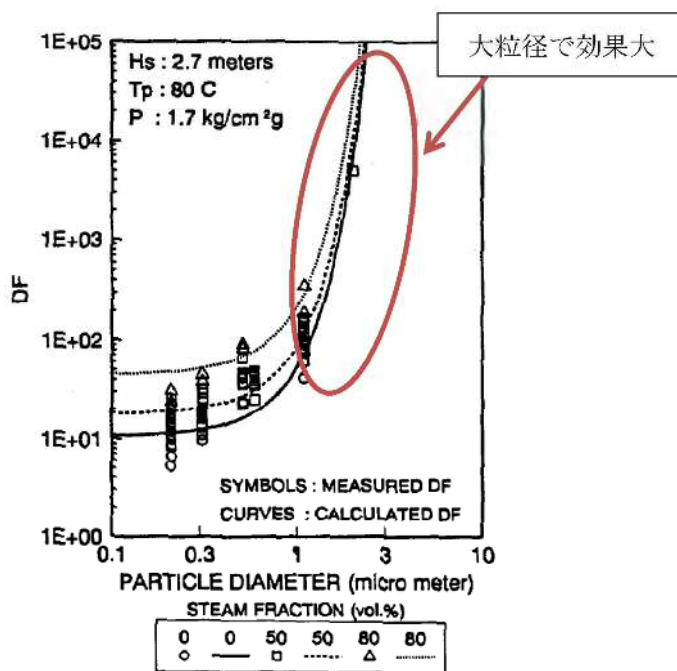
サプレッション・プールにおけるスクラビングでは、気泡が上昇する間に第7図に示すような種々の除去メカニズムが働き、第8図の実験結果に示すように、粒径の大きいエアロゾルが効果的に除去される。



第6図 格納容器スプレイを継続することによる格納容器内のエアロゾル粒径分布の変化（参考図書1）



第7図 スクラビング気泡内でのガスの働きとエアロゾル除去メカニズム



第 8 図 プールスクラビングによる除去性能の例（参考図書 3）

3) 重大事故時に想定される粒径分布

重大事故時に想定される粒径は、上記 1), 2) に示したエアロゾルの除去効果により主にサブミクロン (0.1 から 1 μm 程度) になると考えられる。その代表径として、粒径分布の MMD を 0.5 μm にもつ粒径分布を重大事故時等発生時に想定される粒径分布とした。

b. MAAP コードにより得られる粒径分布

有効性評価で用いる MAAP コードより得られるベントの際のエアロゾルは、 μm (MAAP コードで得られた μm を丸めた値) 程度に質量中央径を持つ分布(ウェットウェルベント)となることを確認している。また、同じタイミングでドライウェルよりベントした場合、エアロゾルは μm 程度に質量中央径を持つ分布となる。第 1 表にベント位置の違いによる粒径分布を示す。

第1表 想定事故シナリオのエアロゾル粒径分布

想定事故シナリオ	ベント 時間[h]	ベント 位置	質量中央径 (MMD) [μm]	幾何標準 偏差 σ g[-]	エアロゾル 量[g]
大破断 LOCA+SBO +ECCS 機能喪失	19	W/W	[]	0.32	1
		D/W		0.36	5,000

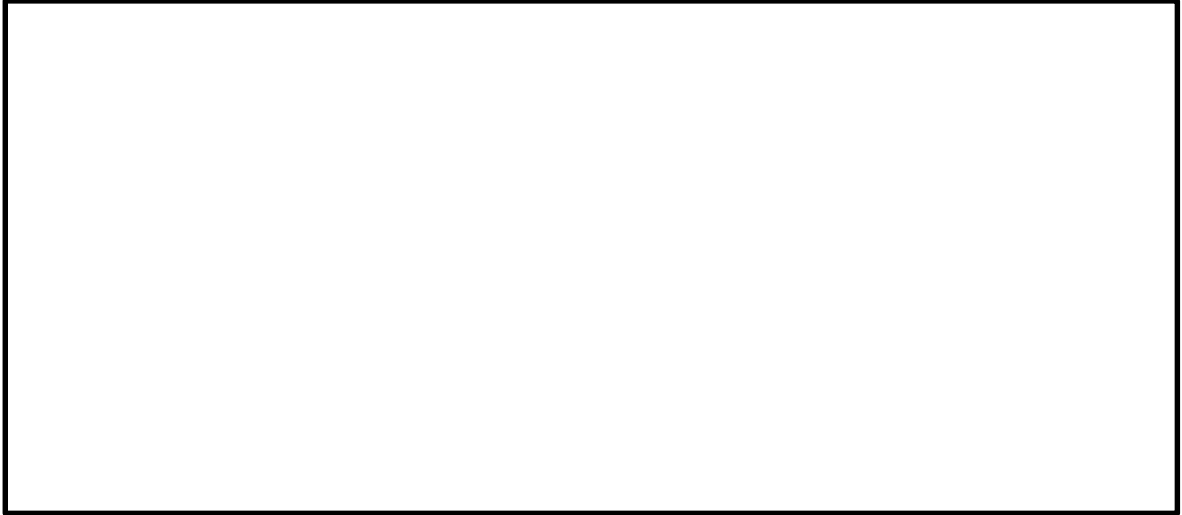
ドライウェルベントと比較してウェットウェルベントではエアロゾル量が少なくなる。これはウェットウェルベントでは、サプレッション・プールにおけるプールスクラビング効果により、エアロゾルが除去されるためと考えられる。また、ドライウェルベントではウェットウェルベントと比較してMMDが大きくなっているが、エアロゾル量が多いことから、エアロゾル同士の衝突頻度が高くなり、より大きい粒径のエアロゾル粒子が生成されやすくなるためと考えられる。

(3) 試験用エアロゾルの粒径分布の妥当性と除去性能

JAVA 試験では、[] を試験用エアロゾルとしており、様々な粒径分布を持つ。これらの試験用エアロゾルと MAAP コードより想定される粒径分布の比較を第9図（ウェットウェルベント）、第10図（ドライウェルベント）に示す。

第9図に示すとおり、JAVA 試験に使用した試験用エアロゾルの粒径分布は MAAP コードより想定される粒径分布の全域を包絡できていることが確認できることから、これらの試験エアロゾルで試験を行うことで、想定粒径全体の性能を確認することができる。

また、第 10 図に示すとおり、ドライウェルベントでは全体的に粒径が大きくなるが、粒径が大きいほど、慣性衝突効果やさえぎり効果によるエアロゾルの除去効果が見込めるため、より高い DF を期待することができる。



第 9 図 試験用エアロゾルと MAAP コードより想定される粒径分布 (W/W ベント)



第 10 図 試験用エアロゾルと MAAP コードより想定される粒径分布
(D/W ベント)

<参考図書>

1. NEA/CSNI/R(2009)5 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS
2. California Institute of Technology FUNDAMENTALS OF AIR POLLUTION ENGINEERING
3. 22nd DOSE/NRC Nuclear Air Cleaning and Treatment Conference
Experimental study on Aerosol removal effect by pool scrubbing, Kaneko et al. (TOSHIBA)
4. A Simplified Model of Aerosol Removal by Containment Sprays
(NUREG/CR-5966)
5. A Simplified Model of Decontamination by BWR Steam Supprssion Pools
(NUREG/CR-6153 SAND93-2588)
6. Overview of Main Results Concerning the Behaviour of Fission Products and Structural Materials in the Containment (NUCLEAR ENERGY FOR NEW EUROPE 2011)

1. 指摘事項

【133-8】

粒径が同じでも質量が違くと慣性衝突効果に影響がでるはず。DF に及ぼす影響について考え方を示すこと

2. 回答

※有効性評価を見直した条件で再評価中

AREVA 社製のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせてエアロゾルを捕集するが、このうちベンチュリスクラバは、慣性衝突効果を利用してエアロゾルを捕集することから、エアロゾルの密度によって、除去効率への影響が表れることが考えられる。しかし、重大事故等時に格納容器に発生するエアロゾルの密度の変化に対して、ベンチュリスクラバの除去効率の関係式（参考図書 1）を用いて除去効率に与える影響を評価した結果、エアロゾルの密度の変化に対する除去効率の変化は小さいと評価できること、また、JAVA 試験で複数の種類のエアロゾルを用いた試験において除去効率に違いが見られていないことから、AREVA 社製のフィルタ装置は重大事故等時に発生するエアロゾルの密度の変化に対して除去効率への影響は小さいと評価できる。

(1) ベンチュリスクラバの除去効率

a. エアロゾル密度と除去効率の関係

ベンチュリスクラバでは、ベンチュリノズルを通過するベントガスとベンチュリノズル内に吸い込んだスクラビング水の液滴の速度差を利用し、慣性衝突効果によってベントガスに含まれるエアロゾルを捕集する。参考図書 1 において、ベンチュリスクラバにおける除去効率は、以下の式によって表される。

$$P_t = \exp\left(-\frac{v^*}{v_g}\right) = \exp\left(-\frac{v^* Q_L}{v_L Q_g}\right) \cdot \dots \cdot \quad (1)$$

$$V^* = \int_0^T \eta_d |u_d - u_g| A_d dt \dots \dots \dots (2)$$

$$\eta_d = \frac{K^2}{(K+0.7)^2} = \frac{1}{(1+0.7/K)^2} \dots \dots \dots (3)$$

$$K = \frac{2 \tau_p |u_d - u_g|}{d_d} = \frac{2C \rho_p d_p^2 |u_d - u_g|}{18 \mu d_d} \dots \dots \dots (4)$$

ここで,

P_t : 透過率

V^* : 液滴通過ガス体積

τ_p : 緩和時間

V_g : ガス体積

A_d : 液滴断面積

V_L : 液滴体積

K : 慣性パラメータ

Q_g : ガス体積流量

C : すべり補正係数

Q_L : 液滴体積流量

μ : ガス粘性係数

η_d : 捕集効率係数

ρ_p : エアロゾル密度

u_g : ガス速度

d_p : エアロゾル粒径

u_d : 液滴速度

d_d : 液滴径

これらから、透過率 P_t (除去係数 DF の逆数) は、慣性パラメータ K によって決まる捕集効率係数 η_d によって影響を受けることが分かる。

(4)式で表される慣性パラメータ K は、曲線運動の特徴を表すストークス数と同義の無次元数であり、その大きさは、エアロゾル密度 ρ_p 、エアロゾル粒径 d_p 、液滴径 d_d 、ガス粘性係数 μ 、液滴・エアロゾル速度差によって決まる。

エアロゾル粒径 d_p が同じ場合でもエアロゾル密度 ρ_p が増加すると、慣性パラメータ K が増加し、除去効率は増加する。

b. 重大事故等時に発生するエアロゾルの密度

格納容器に放出されるエアロゾルの密度は、エアロゾルを構成する化合物の割合によって変化する。別紙 2 の第 4 表に示す化合物について、NUREG-1465 に記載されている割合を用いてエアロゾル密度を計算すると第 1 表のとおり となる。

第 1 表 格納容器の状態とエアロゾルの密度

代表 化学形態	炉内内蔵量 (kg)	Gap Release	Early-In -vessel	Ex-vessel	Late-In -vessel	合計
CsI		0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
CsOH		0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
TeO ₂ , Sb [※]		0	0.05	0.25	0.005	0.305
BaO, SrO [※]		0	0.02	0.1	0	0.12
MoO ₂		0	0.0025	0.0025	0	0.005
CeO ₂		0	0.0005	0.005	0	0.0055
La ₂ O ₃		0	0.0002	0.005	0	0.0052
密度 (g/cm ³)						

※複数の代表化合物を持つグループでは、各化合物の平均値を使用した

ここで、各化合物の密度は、以下の通り

- | | |
|---------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------|
| CsI : 4.5 g/cm ³ (参考図書 2) | SrO : 5.1 g/cm ³ (参考図書 2) |
| CsOH : 3.7 g/cm ³ (参考図書 4) | MoO ₂ : 6.4 g/cm ³ (参考図書 2) |
| TeO ₂ : 5.7 g/cm ³ (参考図書 3) | CeO ₂ : 7.3 g/cm ³ (参考図書 2) |
| Sb : 6.7 g/cm ³ (参考図書 2) | La ₂ O ₃ : 6.2 g/cm ³ (参考図書 2) |
| BaO : 6.0 g/cm ³ (参考図書 5) | |

c. エアロゾル密度の変化による影響

エアロゾル密度の変化による捕集効率係数 η_d の変化の計算例を以下に示す。エアロゾル密度は、前記(2)のとおり [] 付近であるが、ここでは、エアロゾル密度算出に用いた各化合物の密度から、エアロゾル密度 ρ_{p1} が [] のときの捕集効率係数 η_{d1} と、エアロゾル密度 ρ_{p2} が [] [] のときの捕集効率係数 η_{d2} との比を求める。

$$\frac{\eta_{d1}}{\eta_{d2}} = \frac{K_1^2 (K_2 + 0.7)^2}{K_2^2 (K_1 + 0.7)^2} = []$$
$$K_1 = [], \quad K_2 = []$$

ここでは、



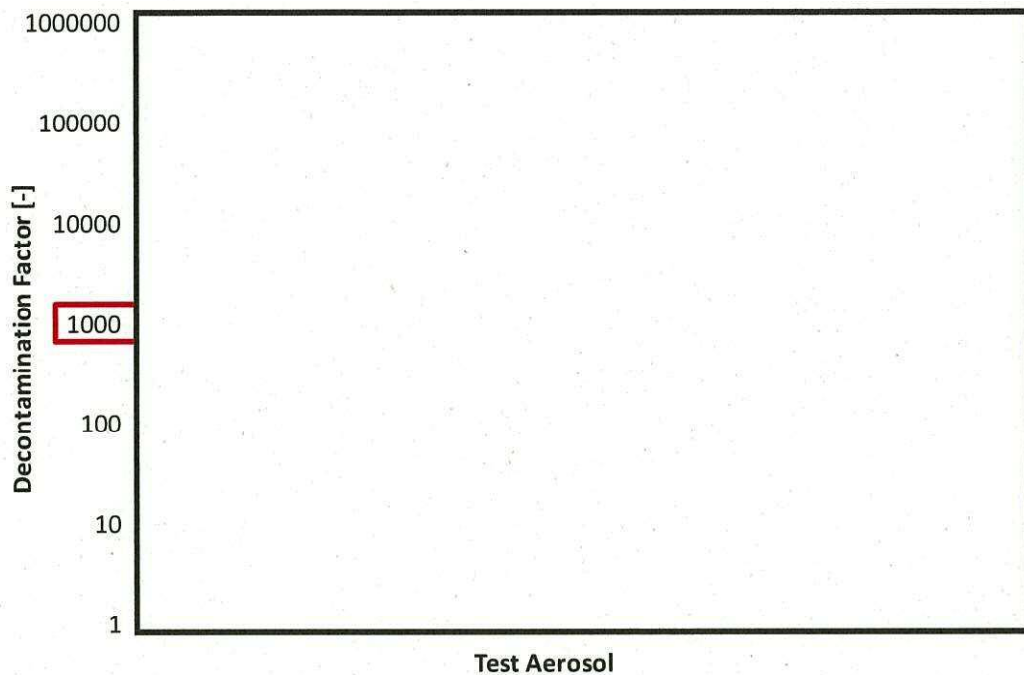
とした。この結果から、密度の変化 [] に対して捕集効率係数変化 [] は非常に小さく、除去効率に及ぼす影響が非常に小さいと評価できる。

(2) JAVA 試験での除去効率

a. JAVA 試験の結果

JAVA 試験にて使用した [] の質量中央径 (MMD) の範囲は [] となっているが、これら複数の種類のエアロゾ

ルを用いた試験において除去効率に違いが見られていない。エアロゾルの粒径に対する除去係数を第1図に示す。



第1図 エアロゾルの粒径に対する除去係数

b. 空気力学的質量中央径による比較

エアロゾルの粒径の指標の一つに「空気力学径」を用いる場合があり、これは様々な密度の粒子に対して、密度 1g/cm^3 の粒子に規格化したときの粒径を表すものである。

空気力学径が同じであれば、その粒子は密度や幾何学的な大きさとは関係なく、同じ空気力学的挙動を示し、空気力学的質量中央径 (AMMD) と質量中央径 (MMD) は以下の関係がある。

$$\text{AMMD} = \sqrt{\rho}\text{MMD}$$

重大事故等発生時に想定される主要なエアロゾルの密度及び空気力学的質量中央径を第2表に、JAVA試験にて使用したエアロゾルの密度及び空気力学的質量中央径を第3表示す。重大事故発生時に想定される主要なエア

ロゾルの空気力学的質量中央径の範囲は [] μm であり, JAVA 試験にて使用したエアロゾルの空気力学的質量中央径の範囲は [] μm となっている。

JAVA 試験にて使用した質量中央径 (MMD) [] の空気力学的質量中央径 (AMMD) はそれぞれ [] であるが, JAVA 試験における除去効率に大きな違いは見られていない。

以上より, AREVA 社製のベントフィルタでは, 重大事故等発生時のベンチュリスクラバの液滴・ガス速度差が大きいため, 重大事故等発生時に想定されるエアロゾルの密度 [] の範囲では, フィルタ装置の除去効率に与える影響は小さく, その除去性能の評価は質量中央径 (MMD), 空気力学的質量中央径 (AMMD) どちらを用いても変わらない。

第2表 重大事故等発生時に想定されるエアロゾルの密度及び空気力学的中央径

代表エアロゾル	質量中央径 (MMD)	密度	空気力学的質量中央径 (AMMD)
CsI	[]	約4.5 g/cm ³	[]
CsOH		約3.7 g/cm ³	
TeO ₂		約5.7 g/cm ³	
Te ₂		約6.2 g/cm ³ (参考図書2)	

第3表 JAVA試験にて使用したエアロゾルの密度及び空気力学的中央径

エアロゾル	質量中央径 (MMD)	密度	空気力学的 質量中央径 (AMMD)

《参考図書》

1. OECD/NEA, “STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS”, (2009)
2. 理化学辞典第4版
3. 理化学辞典第4版増補版
4. Hazardous Chemicals Desk Reference
5. 理化学辞典第3版増補版
6. Aerosol Measurement : Principles, Techniques, and Applications, Third Edition. Edited by P. Kulkarni, P.A. Baron, and K. Willeke (2011)

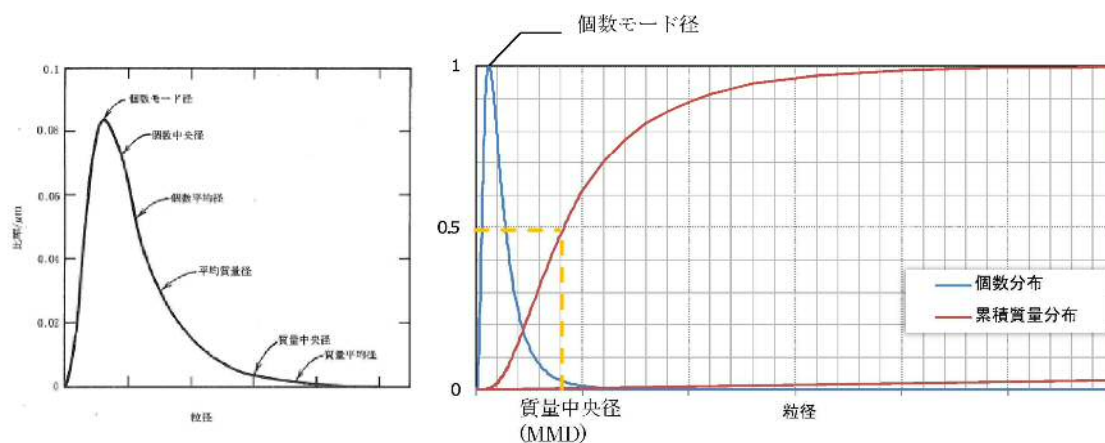
エアロゾルの粒径と除去係数の関係について

(1) 除去係数と重量及び放射能の関係

除去係数（以下、「DF」という。）は、フィルタに流入した粒子の重量とフィルタを通過した粒子の重量の比で表される。エアロゾルに放射性物質が均一に含まれている場合、DFはフィルタへ流入した粒子の放射能とフィルタを通過した粒子の放射能の比で置き換えることができる。

(2) 粒径分布（個数分布と累積質量分布）

エアロゾルは一般的に、単一粒径ではなく、粒径に対して分布を持つ。粒径に対する個数分布及び累積質量分布の関係を別添図1に示す。



別添図1 個数分布と累積質量分布

(左図出典：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院（1985）)

ここで、

個数モード径 最も存在個数の比率の多い粒径

質量中央径（MMD） 全質量の半分がその粒径よりも小さい粒子によって
占められ，残りの半分がその粒径よりも大きい粒子
によって占められる関係にある粒径

を表す。別添図 1 より，小さい粒径のエアロゾルの個数が多いが，総重量に
占める割合は小さいことが分かる。よって，大きい粒径のエアロゾルに比べて
小さい粒径のエアロゾルが DF に与える影響は小さい。

(3) JAVA 試験における除去係数と重量及び放射性物質の関係

ベンチュリスクラバでは，慣性衝突効果を利用しエアロゾルを捕集しており，
重大事故等発生時におけるエアロゾルの密度変化を考慮しても，慣性衝突効果
による DF への影響は小さいと評価している。また，AREVA 社製のフィルタ装置
では，慣性衝突効果，さえぎり効果，拡散効果による除去機構によってエアロ
ゾルを捕集するものであり，JAVA 試験において，小さい粒径のエアロゾルを含
む を使用した場合においても，高い除去効率を発揮することを確認してい
る。

(参考) 質量中央径（MMD）と空気力学的質量中央径（AMMD）

分布を持つエアロゾルの粒径を表す方法として，質量中央径（MMD）を使用す
る場合と，空気力学的質量中央径（AMMD）を使用する場合があるが，カスケー
ドインパクターのような慣性衝突効果を利用した粒径の測定を行う場合には
AMMD で測定され， のような画像分析を利用した粒径の測定を行う場合には
MMD で測定される。AREVA 社製のフィルタは，慣性衝突効果の他に，さえぎり効
果，拡散効果を利用したエアロゾルの捕集を行っており，フィルタ装置の除去
性能の評価には MMD を使用している。

1. 指摘事項

【133-9】

OECD レポートで触れられている ACE 試験を含めて，JAVA 及び JAVA PLUS 試験のスケール適用性について説明すること

2. 回答

※有効性評価等を見直した条件で再評価

AREVA 社製のフィルタ装置は，JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験により，実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており，その結果に基づき装置設計を行っている。JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験で使用したフィルタ装置は，ベンチュリノズル，金属フィルタ，よう素除去部及び装置内のガスの経路が実機を模擬した装置となっており，また，試験条件は様々なプラントの運転範囲に対応できる広範囲の試験を行っていることから，各試験で得られた結果は，実機の性能検証に適用できるものとする。

一方，米国 EPRI（電力研究所）が中心となって行った ACE 試験については，AREVA 社製のフィルタ装置についても性能試験を実施しているが，試験条件等の詳細が開示されていないことから，東海第二発電所のフィルタ装置の性能検証には用いていない。

(1) JAVA 試験の概要

JAVA 試験で使用したフィルタ装置は，高さ [] m，直径 [] m の容器の中に，実機と同じベンチュリノズル [] と，実機と同一仕様の金属フィルタ [] を内蔵し，JAVA PLUS 試験で使用したよう素フィルタ（ベッド厚さ [] mm）は実機と同じ吸着剤（銀ゼオライト）を同じ密度で充填している。

また，これら試験のフィルタ装置に流入したベントガスは，ベンチュリス

クラバ、気相部、金属フィルタ、流量制限オリフィスの順に通過し、装置外部へ放出される経路となっており、実機と同じ順に各部を通過する。

(2) JAVA PLUS 試験の概要

JAVA PLUS 試験設備は、実規模を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、JAVA 試験で使用したフィルタ装置に、実機と同一仕様（同一材質、同一充填率）の銀ゼオライト（ベッド厚さ mm）を追加設置している。

フィルタ装置に流入したベントガスは、ベンチュリスクラバ、気層部、金属フィルタ、流量制限オリフィス、よう素除去部（銀ゼオライト）の順に通過し、装置外部へ放出される経路となっており、実機と同じ順に各部を通過する。

(3) ACE試験の概要

AREVA社製のフィルタ装置は、各国のフィルタメーカ等が参加したACE試験においても試験が行われ、エアロゾル及び無機よう素の除去性能について確認されている。図1に試験設備の概要を、表1に試験条件及び結果を示す。

ACE試験で使用したフィルタ装置は、高さ m、直径 mの容器の中に、実機と同じベンチュリノズル（）及び実機と同構造（同一金属メッシュ構造、同一充填率）の金属フィルタを設置しており、ベントガスは実機と同じ経路を流れるが、試験装置、試験条件の詳細が開示されないため、東海第二発電所のフィルタ装置の性能検証には用いていない。

(4) スケール性の確認

JAVA 試験、JAVA PLUS 試験のスケール性を確認することで、実機への適用性を確認する。第2図に実機と JAVA 試験装置（JAVA PLUS 試験でも同一の容

器を使用) 及び参考に ACE 試験装置の主要寸法の比較を示す。

東海第二発電所のフィルタ装置は高さ約 10m, 直径約 5m であり, JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験のフィルタ装置よりも大きい, フィルタ装置の構成要素及びベントガス経路の同一性から JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験にて使用したフィルタ装置は実機を模擬したものとなっていると言える。

JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の条件と実機運転範囲の比較を第 2 表に示す。実機はベンチュリノズル (個数:) 個) と金属フィルタ (表面積: m²) を内蔵しており, 重大事故時にベントを実施した際のベンチュリノズルスロート部流速及び金属フィルタ部流速が JAVA 試験で除去性能を確認している範囲に包絡されるよう設計している。JAVA 試験において得られたベンチュリノズルスロート部における速度に対する除去係数を第 3 図, 金属フィルタ部における速度に対する除去係数を第 4 図に示す。ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた試験において, ベンチュリノズルスロート部流速及び金属フィルタ部流速が変化した場合においても除去係数は低下していない。

また, JAVA PLUS 試験で用いた銀ゼオライトのベッド厚さは mm であり, 実機 (mm) に対して薄い, これは JAVA PLUS 試験結果に基づき滞留時間を確保するために実機のベッド厚さを厚くしていることから, JAVA PLUS 試験結果を適切に実機に適用していると言える。

JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の実機への適用性についてまとめたものを第 3 表に示す。

(5) 評価

以上より, JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験のスケール性については性能に影響する範囲について実機を模擬できていると評価できる。これらの試験は実

機の使用条件についても模擬できており，試験結果を用いて実機の性能を評価することが可能であると考える。

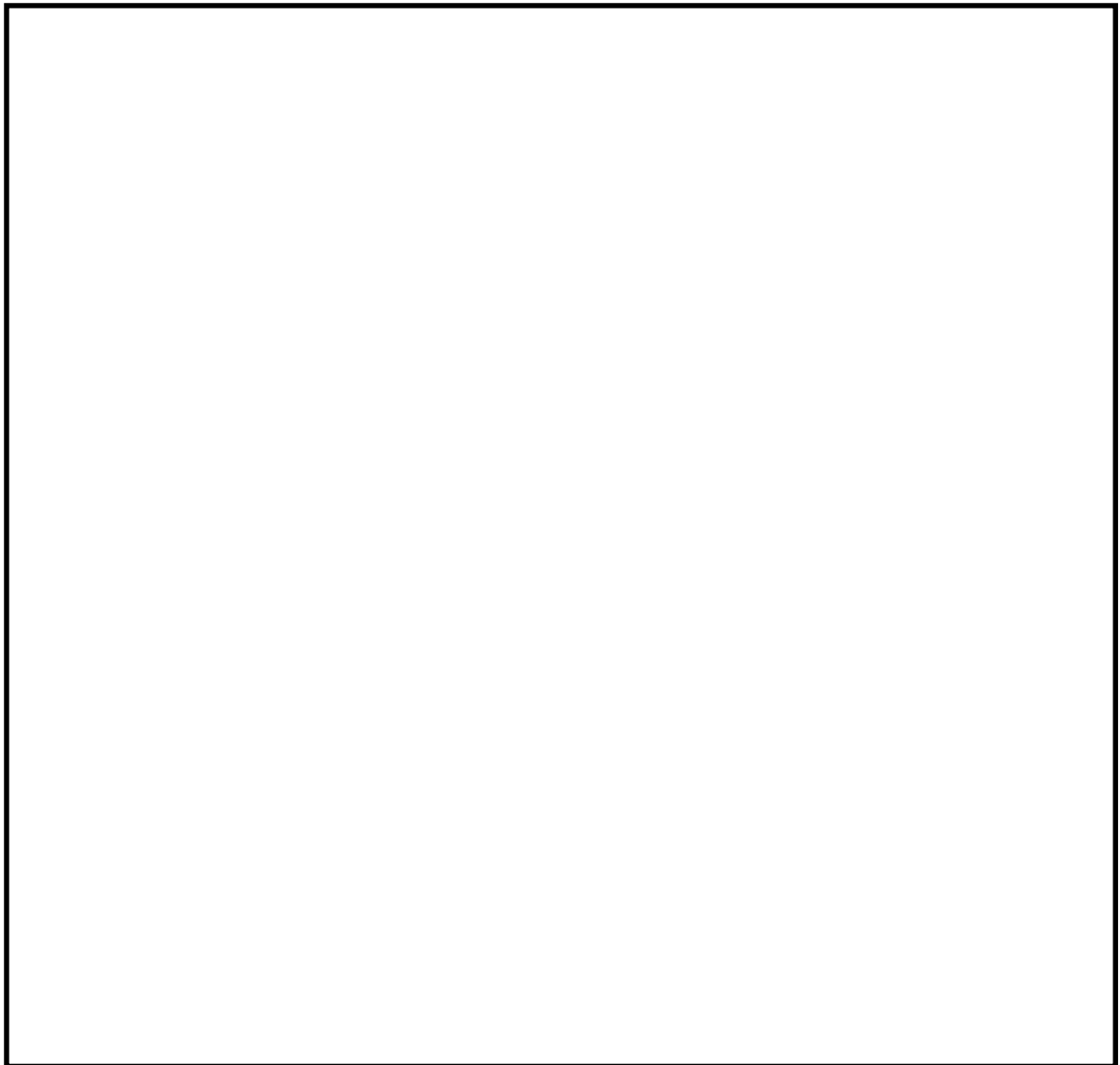


図1 ACE試験の設備概要

表1 ACE試験の試験条件及び結果

PROJECT	YEARS	Materials tested	Conditions Tested			Measured retention Efficiency %
			Pressure [bar abs]	Temperature [°C]	Gas composition % steam	
ACE	1989-1990	Cs	1.4	145	42	99.9999
		Mn	1.4	145	42	99.9997
		Total iodine (particles and gaseous)	1.4	145	42	99.9997
		DOP	1.2-1.7	ambient	0	99.978 - 99.992

出典：OECD/NEA, “Status Report on Filtered Containment Venting”, (2014)

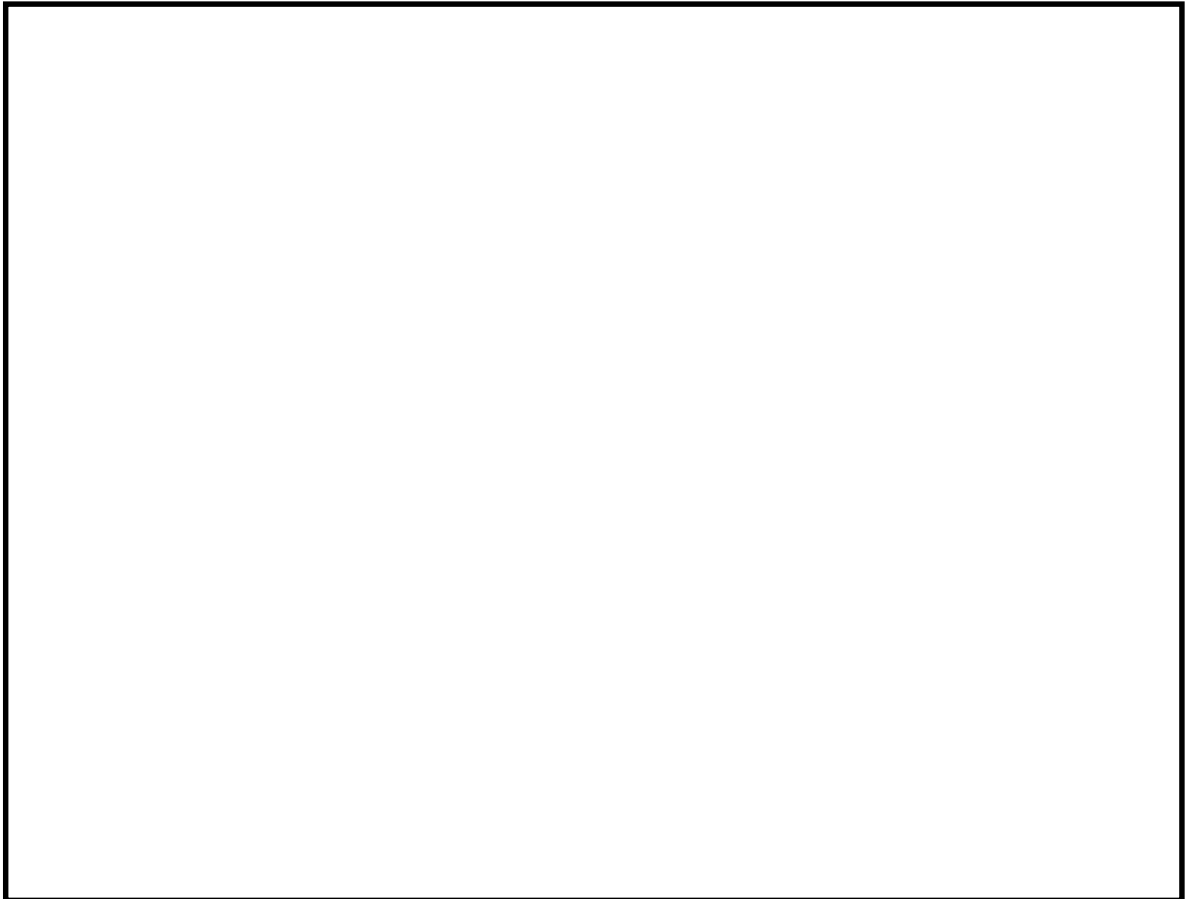
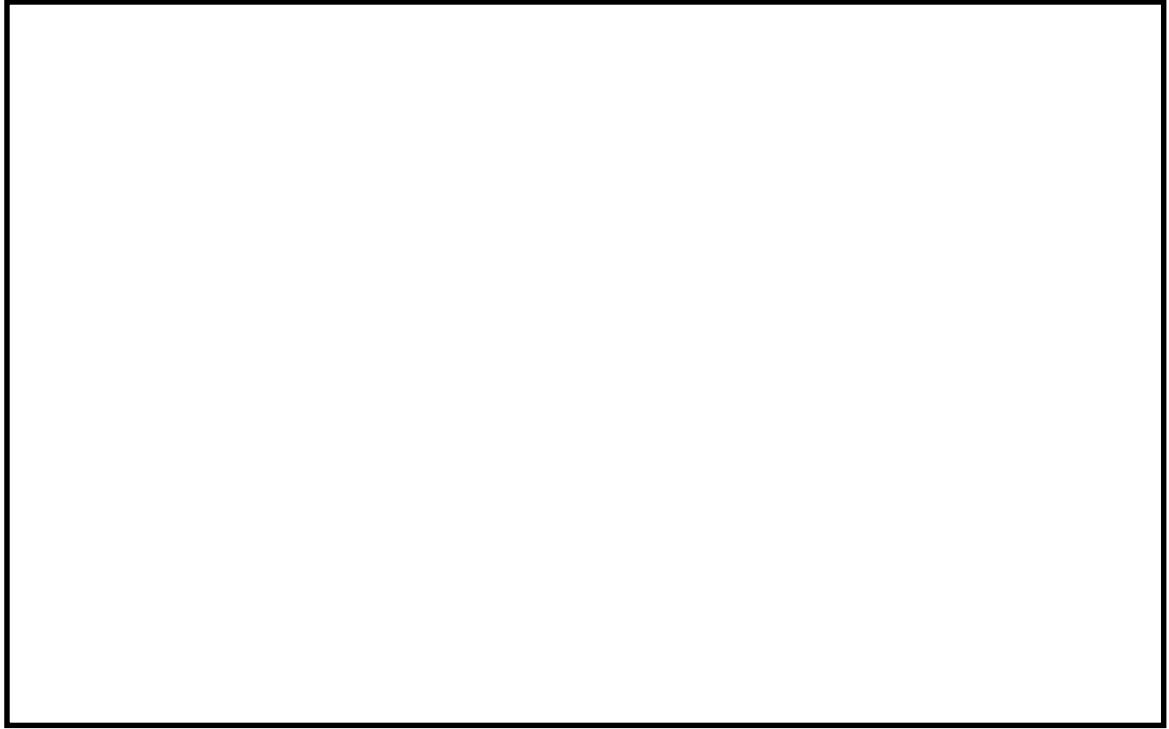


図 2 実機フィルタ装置と試験装置の主要寸法の比較

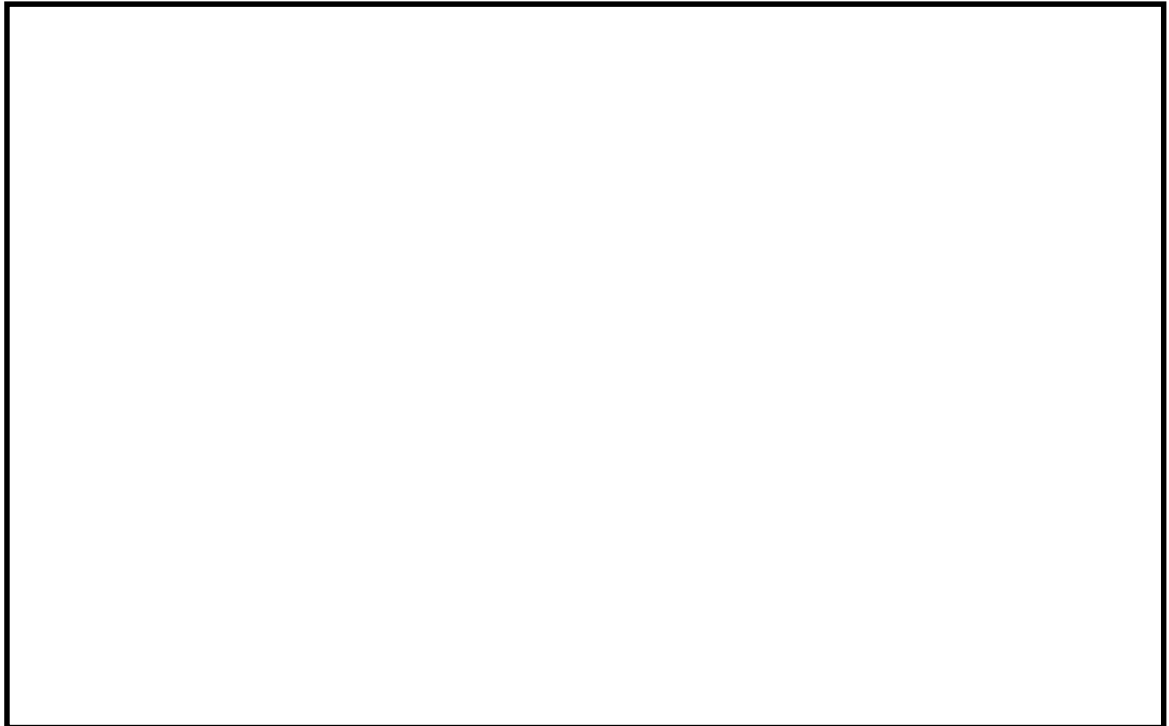
第2表 JAVA試験及びJAVA PLUS試験の条件と実機運転範囲の比較

パラメータ	JAVA 試験	JAVA PLUS 試験	実機運転範囲
圧力(kPa[gage])			
温度(°C)			
ベンチュリノズルスロート部 流速(m/s)			
金属フィルタ部流速(%)			
蒸気割合(%)			
過熱度(K)			

※緊急用海水系（E S W）を設置するため、フィルタベントの位置を変更しており再評価中。



第3図 ベンチュリノズルスロット部における流速に対する除去係数



第4図 金属フィルタ部における流速に対する除去係数

第3表 JAVA 試験, JAVA PLUS 試験の実機への適用性

構成要素		相違点			適用性
		有 無	JAVA (PLUS)	実機	
容器	高さ	有		約 10m	試験装置と実機で高さや直径が異なることで、空間部の容積が異なるが、空間部はベンチュリスクラバや金属フィルタに比べ、 、高さや直径の違いによる影響は小さい。
	直径	有		約 5m	
ベンチュリノズル	構造	無	—	—	試験装置は実機と同一形状（寸法）のベンチュリノズルを使用している。
	個数	有			実機のベンチュリノズルスロート部の流速が、JAVA 試験で確認されている流速の範囲内となるよう、ベンチュリノズルの個数を設定している。
金属フィルタ	構造	無	—	—	試験装置は実機と同一使用（ ）の金属フィルタを使用している。
	表面積（個数）	有			実機の金属フィルタ部の流速が、JAVA 試験で確認されている流速の範囲内となるよう、金属フィルタの表面積を設定している。
スクラビング水	薬剤	無	—	—	試験装置と実機は同じ薬剤を使用している。
	水位	有	※	※	実機の水位は試験装置の水位よりも高い。 JAVA 試験の水位を変化させた試験において、除去効率に変化が無いことが確認されていることから、水位の違いによる影響はない。
よう素除去部	吸着材	無	—	—	試験装置は実機と同じ吸着材（銀ゼオライト）を使用している。
	厚さ	有			JAVA PLUS 試験ではベッド厚さが実機に比べて薄い が、実機は試験結果を基に滞留時間を確保するために厚くなっていることから、試験結果を適切に実機に適用していると言える。
	配置	有	容器外側	容器内側	JAVA PLUS 試験ではフィルタ装置の外によう素除去部が配置されたが、実機では容器の中に配置される。よう素除去部の放熱は、外部に配置される試験の方が厳しくなるため、JAVA PLUS 試験は保守的な条件で実施されていると言える。

※：適用性の欄に相違内容を記載

(6) ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおける除去係数

AREVA社製のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタを組み合わせるにより、所定の除去性能 (DF) を満足するよう設計されている。エアロゾルに対する除去効率は、ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた体系で評価を行っており、JAVA試験結果では、試験を実施した全域にわたってDF1,000以上を満足していることを確認している。JAVA試験ではベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を確認している試験ケースもあり、実機運転範囲のガス流速において、ベンチュリスクラバ単独でもDF 以上と評価される。ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を表1に示す。

ベンチュリスクラバによるエアロゾル除去の主な原理は慣性衝突効果であり、一般的にガス流速が大きい方が除去効率は高く、ガス流速が小さい方が除去効率は低くなることから、実機運転範囲以下のガス流速におけるベンチュリスクラバ単独での除去性能は、実機運転範囲と比較して低下することが見込まれるが、後段の金属フィルタによる除去により、スクラバ容器全体としては試験を実施した全域にわたって要求されるDF1,000以上の除去性能を満足していると考えられる。

表1 ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能

--

(参考) 性能検証試験に係る品質保証について

フィルタ装置の放射性物質除去性能は、JAVA試験及びJAVA PLUS試験で用いたベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトと同じ仕様・構造のものを、ISO9001等に適合した品質保証体制を有するAREVA社において設計・製作することにより、JAVA試験及びJAVA PLUS試験と同じ性能を保証する。

(1) 性能保証

フィルタ装置に設置するベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトは、AREVA社試験（JAVA試験、JAVA PLUS試験）で用いた金属フィルタ、ベンチュリノズル及び銀ゼオライトと同じ仕様・構造とする。また、ベンチュリノズル及び金属フィルタは、単体性能試験により性能を確認している。

これに加えて、ベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライト（よう素除去部）の運転範囲は、AREVA社試験で確認している範囲内で運転されるよう格納容器フィルタベント系を設計する。

(2) AREVA社品質保証体制

ベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトフィルタを製作するAREVA社は、フィルタベントシステム納入実績を多数有しており、原子力プラントメーカーとして下記の品質保証体制を有している。

- ・フィルタベントシステムの性能保証するAREVA社は、品質管理システムとしてISO9001を2008年にSGS社から取得している。また、世界中の顧客要求品質要求に対応できるよう、ASME NPT, N.S Stamp, KTA1401, 1408, RCCM, RCC-E, EN ISO9001などの認証も取得している。
- ・AREVA社は、システム設計・製作に際し、品質保証含めてプロジェクトを横断的に管理する部門を設置しており、技術要求仕様、品質要求仕様を指示し製作仕様に盛り込む体制が整えられている。
- ・AREVA社は、原子力製品のエンジニアリング及びプロジェクト管理を世界

レベルで展開している。また、各種品質管理手順に従い外注先の品質管理を実施している。

1. 指摘事項

【133-10】

耐圧強化ベントライン等へのリークの検知性や A0 弁，M0 弁の開閉の考え方を説明すること

【133-11】

SGTS 等を含めた全体系統図を示し，フィルタベントの系統と他の系統が分離され，意図しないところに放射性物質が回り込まないということを説明すること

【133-14】

弁操作のバックアップと代替電源の確保について整理して示すこと

2. 回答

格納容器フィルタベント系に接続する系統には，換気空調系，原子炉建屋ガス処理系，耐圧強化ベント系があり，格納容器フィルタベント系と各系統間は，隔離弁により分離できる設計としている。

また，格納容器フィルタベント系の排気配管は独立した系としており，ベントガスが非常用ガス処理系等へ回り込むことがない設計としている。

ベント時に操作する弁には，第一弁として，サプレッション・チェンバ側の隔離弁及びドライウェル側の隔離弁がある。これらの弁は，不活性ガス系の隔離弁を併用している空気駆動弁であり，これまでは事故時の開運用を必要としていなかったが，格納容器ベントの際に開操作が必要となることから，重大事故等時においても代替電源で駆動可能で，かつ駆動源に窒素等が不要な電動駆動弁（M0 弁）とする。

また，第二弁はベントを行う時のみ開となることから，駆動源に窒素等が不要な電動駆動弁（M0 弁）を選定している。これらの弁は，容易かつ確実に操作

できるよう、操作方法に冗長性を持たせた設計としている。

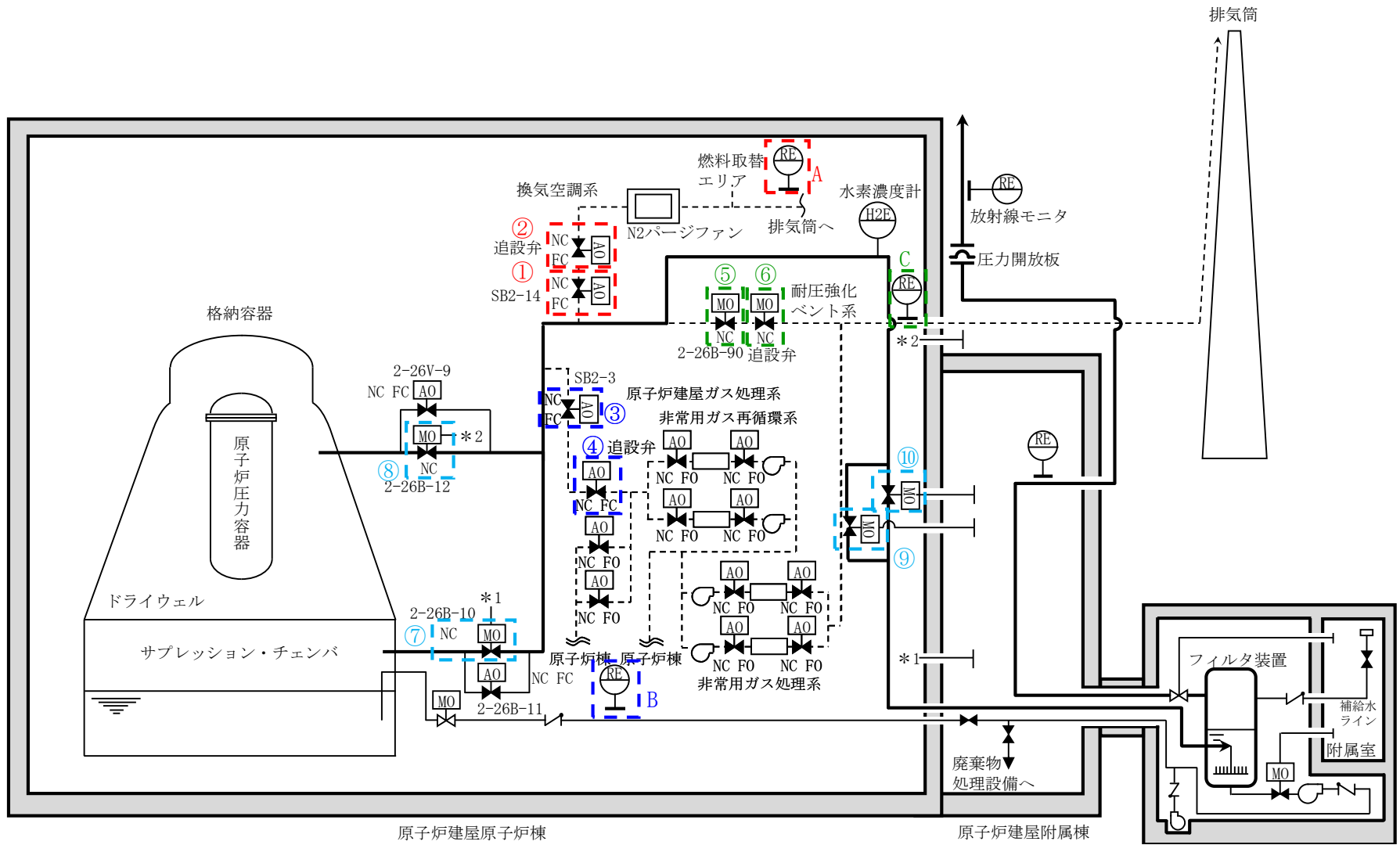
格納容器フィルタベント系との系統隔離弁の仕様を第1表、ベント時に操作する弁の仕様を第2表に示す。また、接続する系統を含む格納容器フィルタベント系の系統概要図を第1図に示す。

第1表 格納容器フィルタベント系との系統を隔離する弁の仕様

系統		換気空調系	原子炉建屋 ガス処理系	耐圧強化 ベント系
番号 (図1中の表記)		①, ②	③, ④	⑤, ⑥
駆動方式		空気駆動 (フェイル・ クローズ)	空気駆動 (フェイル・ クローズ)	電動駆動
開 閉 状 態	通常時	閉	閉	閉
	ベント時	閉	閉	閉

第2表 ベント時に操作する弁の仕様

弁名称		第一弁 (サプレッション・チェンバ側)	第一弁 (ドライウエル側)	第二弁
番号 (図1中の表記)		⑦	⑧	⑨, ⑩
駆動方式		電動駆動 + 遠隔人力操作機構		電動駆動 + 遠隔人力操作機構
代替電源		(常設・可搬型) 代替交流電源設備 代替直流電源設備		(常設・可搬型) 代替交流電源設備 代替直流電源設備
開 閉 状 態	通常時	閉	閉	閉
	ベント時	開	開	開



第1図 格納容器フィルタベント系 系統概要図 (他系統を含む)

(1) 換気空調系との隔離

換気空調系との隔離弁（図中①，②）は，通常時閉（NC）の空気駆動弁であり，駆動源喪失時においてはフェイル・クローズ（FC）であるため，閉止状態が維持される。

当該隔離弁は，重大事故等時の環境を考慮した設計とし，定期検査において漏えい確認を実施するため，シート部からの他系統への漏れ込みはなく，ベント時の放射性物質等の閉じ込め機能は十分確保できる。

さらに，万一の当該隔離弁からのベントガス漏えいを考慮し，隔離弁を追設することで，信頼性向上を図る。

なお，当該隔離弁の下流側は，燃料取替階からのダクトと合流する。燃料取替床階には放射線モニタ（図中 A）を設置している。

(2) 原子炉建屋ガス処理系との隔離

原子炉建屋ガス処理系との隔離弁（図中③，④）は，通常時閉の空気駆動弁であり，駆動源喪失時においてはフェイル・クローズであるため，閉止状態が維持される。

当該隔離弁は，重大事故等時の環境を考慮した設計とし，定期検査において漏えい確認を実施するため，シート部からの他系統への漏れ込みはなく，ベント時の放射性物質等の閉じ込め機能は十分確保できる。

さらに，万一の当該隔離弁からのベントガス漏えいを考慮し，隔離弁を追設することで，信頼性向上を図る。

なお，当該隔離弁の下流側は，原子炉棟及び原子炉建屋ガス処理系である。原子炉棟側には，通常時閉，フェイル・オープン（FO）の空気駆動弁が設置されており，原子炉棟には放射線モニタ（図中 B）を設置している。また，原子炉建屋ガス処理系側は，通常時閉，フェイル・オープンの空気駆動弁が

続くが、下流の原子炉棟及び排気筒側には放射線モニタ（図中 B, C）を設置している。

(3) 耐圧強化ベントラインとの隔離

耐圧強化ベントラインとの隔離弁（図中⑤，⑥）は，通常時閉の電動駆動弁であり，駆動源喪失時には閉止状態が維持される。

当該隔離弁は，重大事故等時の環境を考慮した設計とし，定期検査において漏えい確認を実施するため，シート部からの他系統への漏れ込みはなく，ベント時の放射性物質等の閉じ込め機能は十分確保できる。

さらに，万一の当該隔離弁からのベントガス漏えいを考慮し，隔離弁を追設することで，信頼性向上を図る。

なお，当該隔離弁の下流側は，原子炉建屋ガス処理系の出口配管と合流し，排気筒へ向かう。原子炉建屋ガス処理系側には，通常時閉，フェイル・オープン空気駆動弁が続くが，上流の原子炉棟には放射線モニタ（図中 B）を設置している。また，排気筒側には放射線モニタ（図中 C）を設置している。

(4) ベント弁の開閉の考え方

ベント時に開操作する弁には，第一弁（図中⑦，⑧）及び第二弁（⑨，⑩）がある。これらの弁は，ベント時に容易かつ確実に操作できるよう，駆動方式に冗長性を持たせた設計としている。

1. 指摘事項

【133-12】
 ポンプ室を含むフィルタベント設置場所の漏えい対策を示すこと

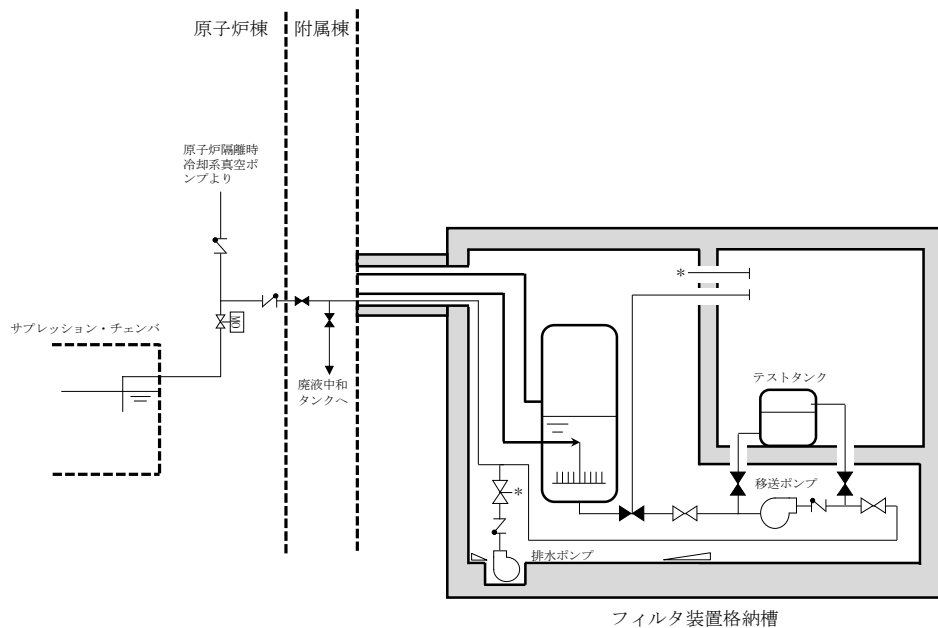
2. 回答

※有効性評価を見直した条件で再評価中

(1) 設計上の考慮

格納容器フィルタベント系の各設備については、スクラビング水の性状（高アルカリ性）と重大事故時に放出される放射性物質の捕集・保持（汚染水の貯蔵）を達成するよう、構造材には耐食性に優れた材料を選定し、重大事故時の使用環境条件及び基準地震動 S_s に対して機能維持するような、構造設計としている。また、フィルタ装置内のスクラビング水は移送ポンプによりサブプレッション・チェンバ等に移送することとなるが、これらの設備についても漏えいし難い構造としている。

第 1 図に排水設備の構成を、第 1 表に各部位の設計上の考慮事項を示す。

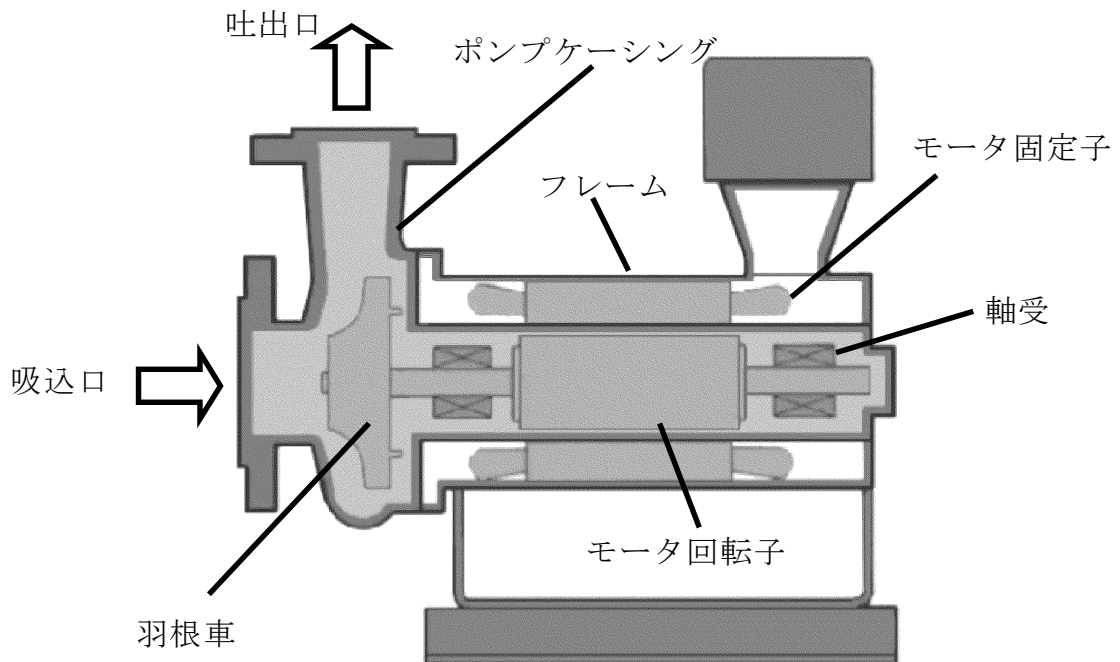


注) 系統構成は現在の計画

第 1 図 排水設備の構成

第1表 各部位の設計上の考慮事項

部位	設計考慮内容
移送ポンプ (キャンドポンプ)	<ul style="list-style-type: none"> ・高温、高アルカリ性 []，放射線を考慮し，耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで，健全性を確保する。 ・シール部に使用するパッキンについては，温度・圧力・放射線の影響を考慮して，黒鉛を採用する。 ・軸封部は密閉され，漏えいしない構造とする（第2図参照）。
配管・弁	<ul style="list-style-type: none"> ・高温、高アルカリ性 []，放射線を考慮し，耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで，健全性を確保する。 ・配管，弁の接続部は原則溶接構造とし，漏えいのリスクを低減した設計とする。また，「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」の規定を適用して設計するとともに，基準地震動 S_s に対して機能を維持するよう設計する。 ・フランジ接続部や弁のグランド部には，温度・圧力・放射線の影響を考慮して，黒鉛を採用する。



第2図 一般的なキャンドポンプの構造

(2) 格納槽の設計上の考慮

フィルタ装置を設置する地下構造の格納槽は、鉄筋コンクリート造の地中構造物で岩盤上に設置し、基準地震動 S_s に対し機能維持するよう構造設計をしている。

万一、フィルタ装置外にスクラビング水が漏えいした場合を想定し、早期に検出できるよう格納槽内に検知器を設置する。また、樹脂系塗装等により格納槽内部の想定水没部を防水処理することにより、構造的に漏えいの拡大が防止できる設計とする。なお、地下格納槽の貫通部は、想定水没部以上の位置にあり、貫通部からの外部への漏えいの恐れのない設計となっている。

(3) 漏えい時等の対応

格納容器フィルタベント系の各設備については、スクラビング水の漏えいを防止する設計とするが、万一、フィルタ装置外にスクラビング水が漏えいした場合を想定し、早期に検出できるよう格納槽内に検知器を設置する。

格納槽内における漏えい水は、格納槽内の排水枡へ収集され、排水ポンプにより格納槽から移送出来る設計とする。移送先は廃棄物処理設備である廃液中和タンク及びサプレッション・プールのいずれにも送れる設計とし、排水の種別に応じ送水先を選択する。具体的には、放射性物質を含まない場合は廃液中和タンク、放射性物質を含む場合はサプレッション・プールにそれぞれ移送する。

第2表に排水ポンプの仕様を、第3図に排水設備系統概略図を、第4図に格納槽断面図を示す。

第2表 排水ポンプ仕様

型式：水中ポンプ

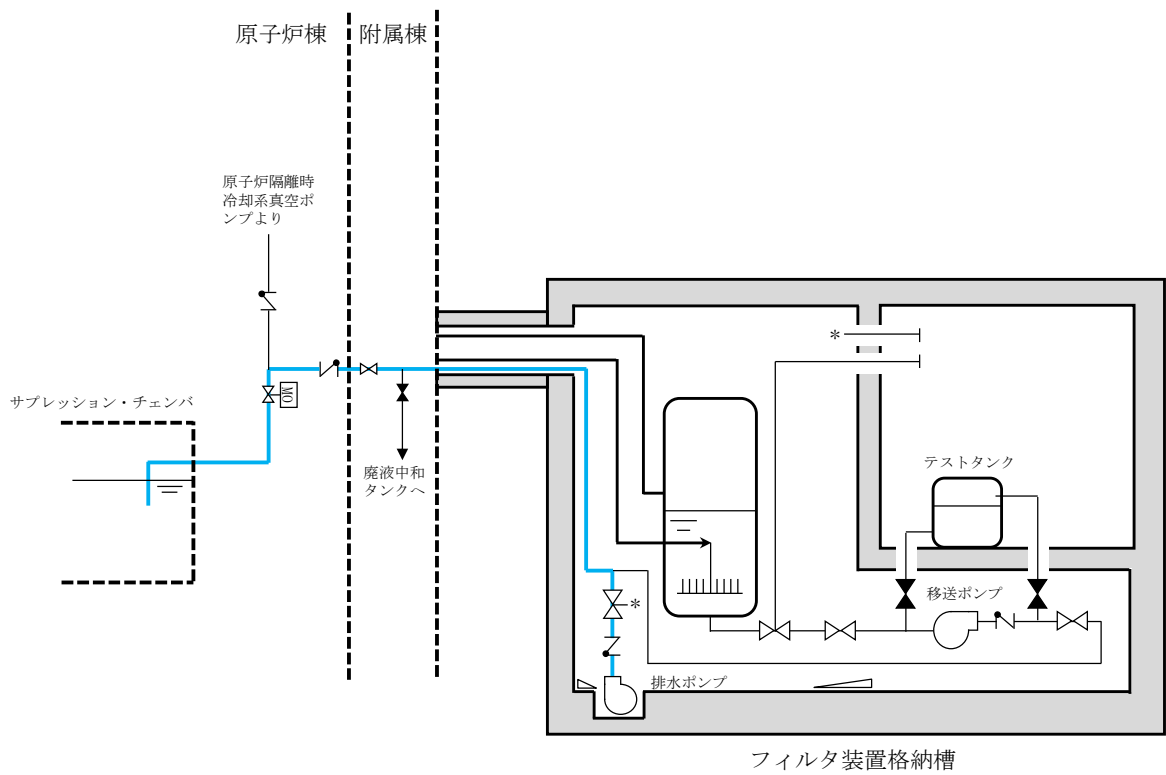
容量：約 10m³/h

揚程：約 50m

台数：1

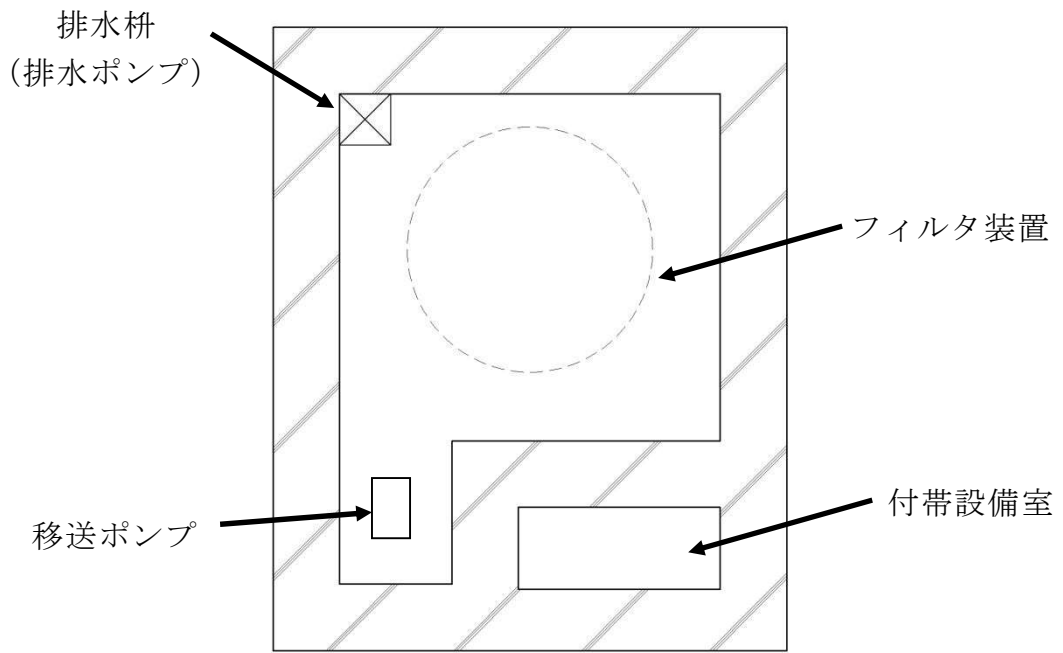
駆動源：電動駆動（交流）

※緊急用海水系（ESW）を設置するため、フィルタベントの位置を変更しており再評価中。



注) 系統構成は現在の計画

第3図 排水設備系統概略図



第4図 格納槽断面図

1. 指摘事項

【133-15】

「現場」を具体的に示すこと

【133-17】

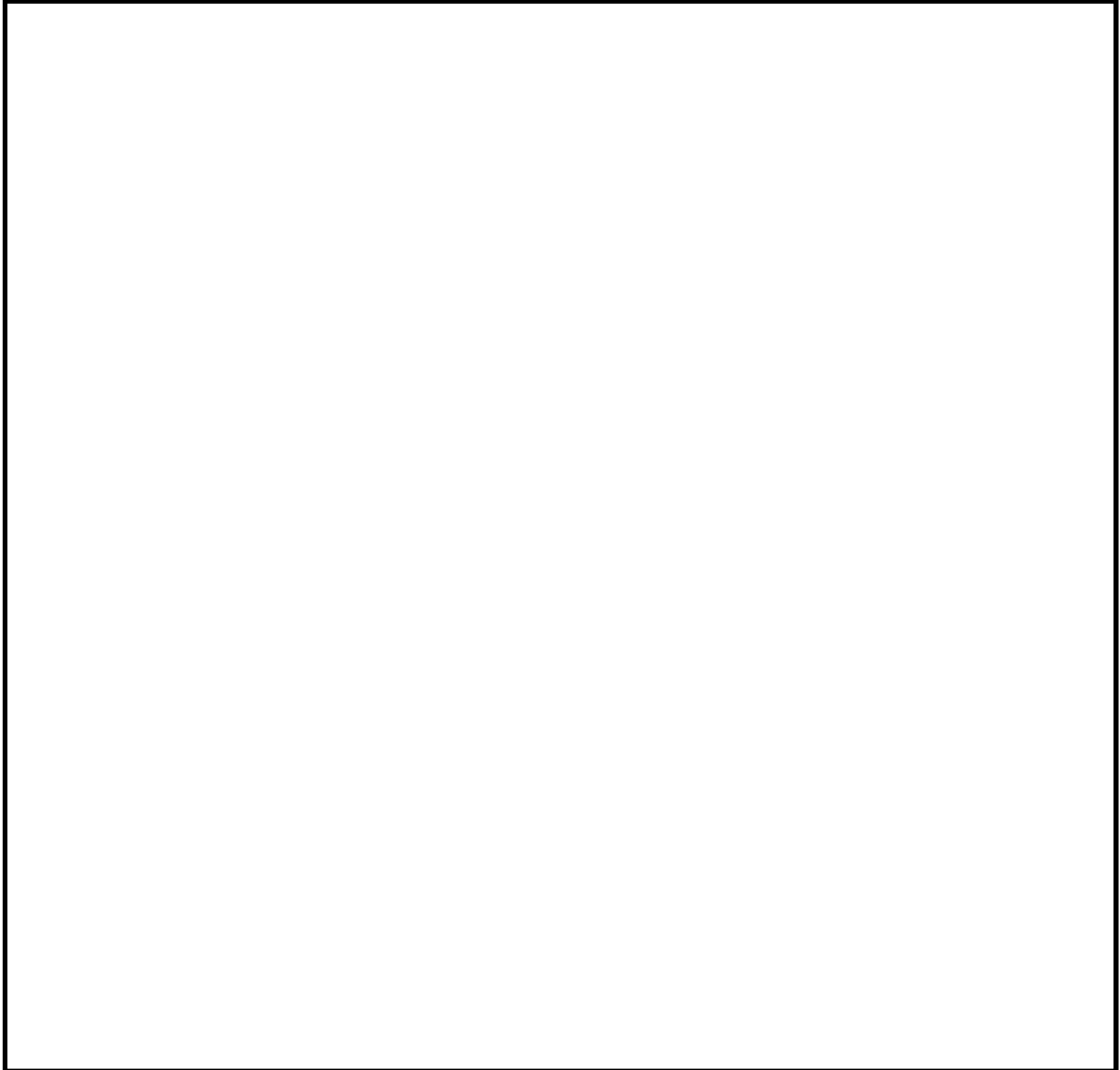
A0 弁の遠隔手動操作を行う場合，試験結果を含めて実現性を説明すること

【133-18】

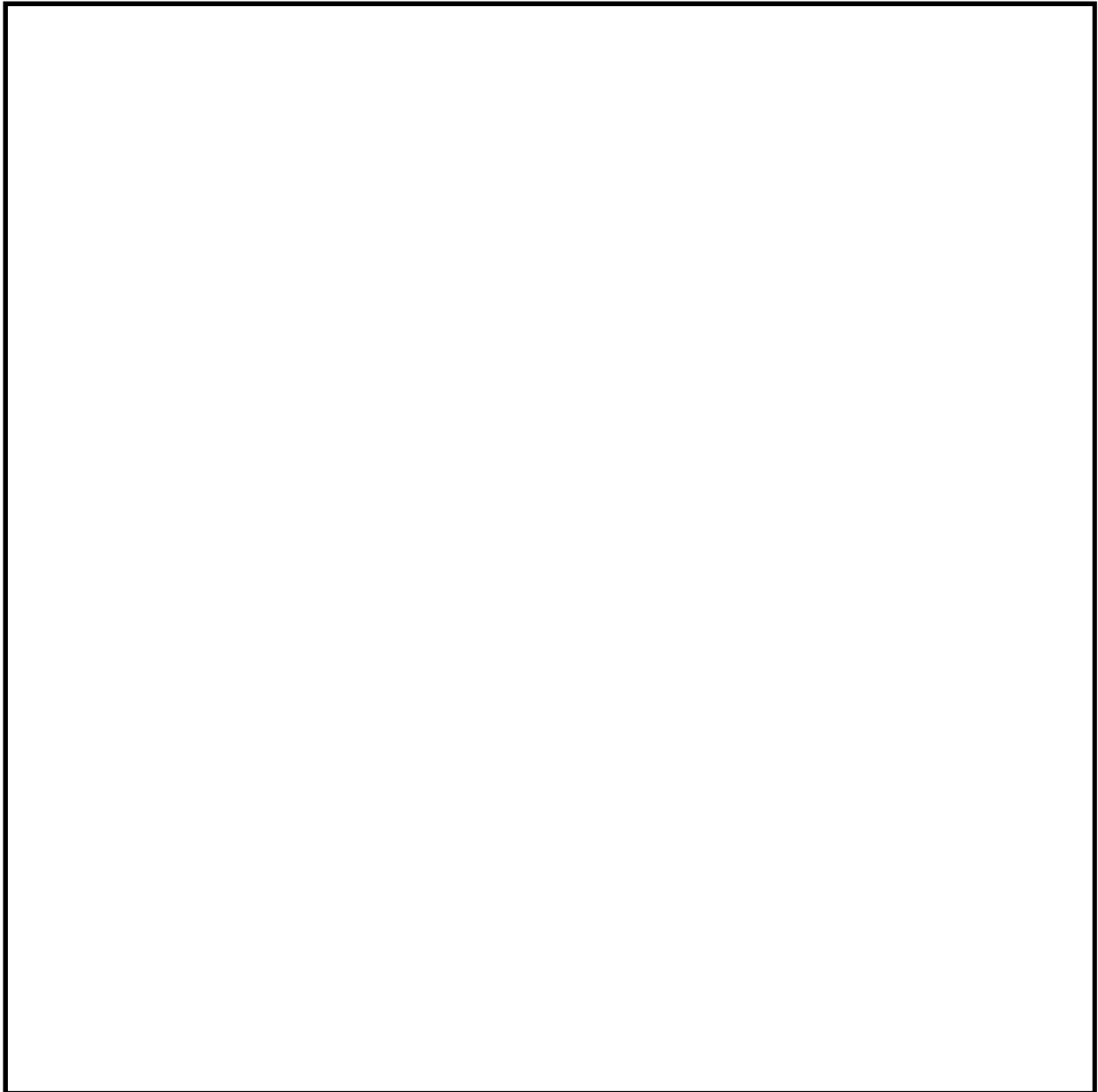
二次格納施設外からの操作性及び操作位置を説明すること

2. 回答

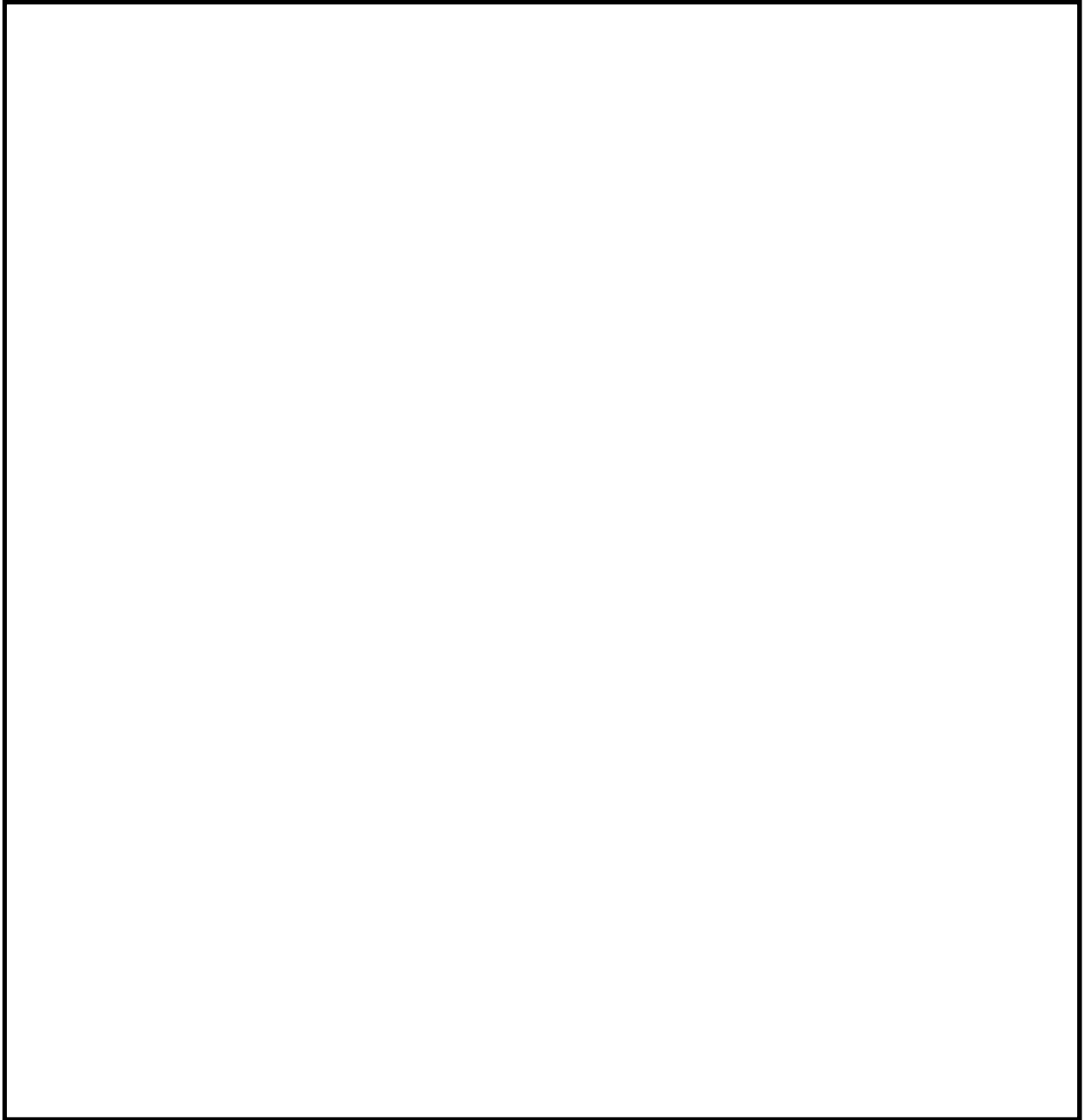
ベントに必要な各弁の操作位置について，第 1 図～第 3 図に示す。いずれの弁についても中央制御室からの操作ができず，遠隔人力操作を実施する場合は，第一弁より開操作を実施し，全開となった後に第二弁の操作を実施する。



第 1 図 隔離弁の操作場所



第 2 図 隔離弁の操作場所



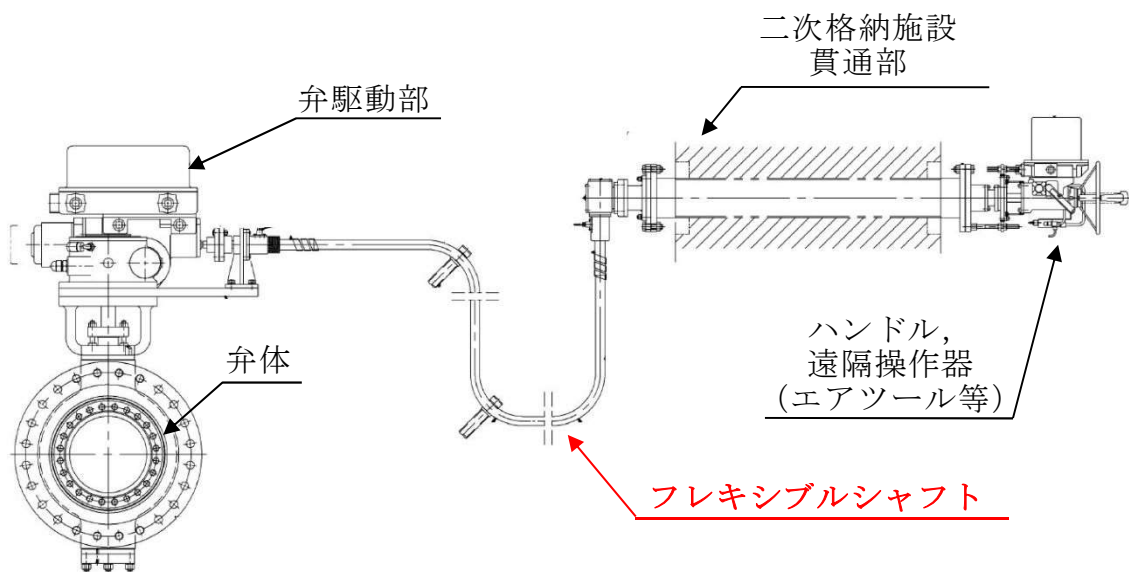
第 3 図 隔離弁の操作場所

(1) 電動駆動弁の遠隔人力操作機構の概要

隔離弁の操作軸にフレキシブルシャフトを接続し、二次格納施設外まで延長し、端部にハンドル又は遠隔操作器を取り付けて人力で操作できる構成とする。フレキシブルシャフトは直線に限らずトルクが伝達可能な構造とし、容易に操作できるように設計する。

なお、フレキシブルシャフトを外し、ハンドルを取付けることにより、弁設置場所での操作も可能である。

遠隔人力操作機構の模式図を第4図に、ベントに必要な隔離弁の遠隔人力操作機構の仕様について第1表に示す。



第4図 遠隔人力操作機構の模式図

第1表 ベントに必要な隔離弁の遠隔人力操作機構の仕様

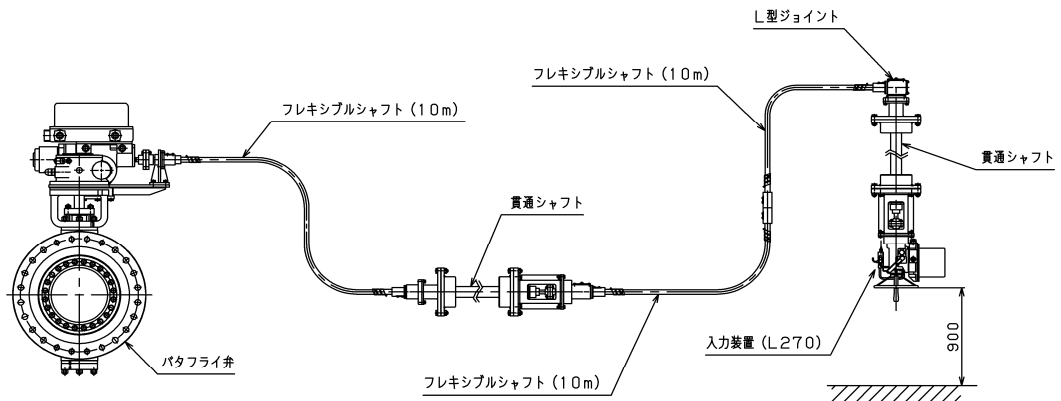
弁名称 (口径)	第一弁 (サブプレッショ ン・チェンバ側) (600A)	第一弁 (ドライウエル 側) (600A)	第二弁 (450A)
フレキシブル シャフト長さ	約 12m	約 25m	約 15m
ハンドル 回転数	約 2940 回	約 2940 回	約 1989 回

(2) 遠隔人力操作機構のモックアップ試験

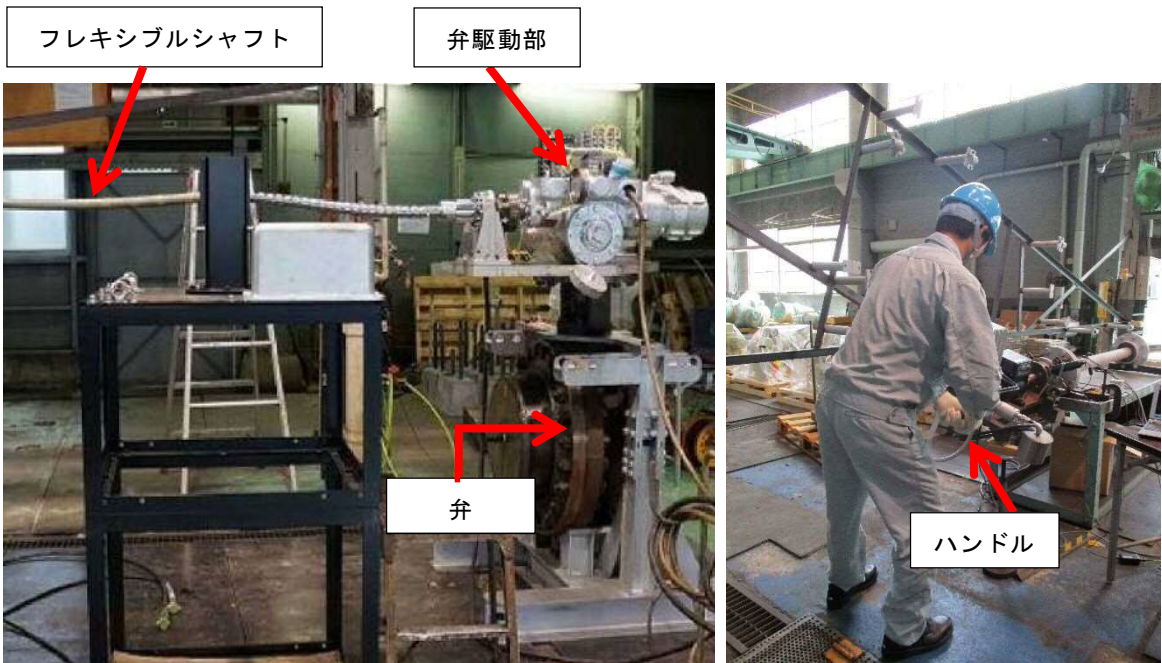
フレキシブルシャフトを介した遠隔人力操作機構の成立性及び操作時間を500Aのバタフライ弁を用いたモックアップ試験により確認した。モックアップ試験の概要を第5図に示す。

モックアップ試験の結果、弁上流側に格納容器圧力 $2P_d$ に相当する圧力(620kPa[gage])がかかった状態であっても、フレキシブルシャフトを介した遠隔手動操作が可能であることを確認した。また、約82回/分の速度にてハンドル操作が可能であることを確認した。モックアップ試験の結果を第2表に示す。

試験の結果を反映したベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間を第3表に示す。



弁型式：500A バタフライ弁（電動駆動）
 シャフト長さ：約 30m
 貫通シャフト：1 か所
 上流側圧力：620kPa [gage] 以上



第 5 図 モックアップ試験の概要

第2表 モックアップ試験結果

弁開度指示	ハンドル操作時間	ハンドル回転数	弁上流側圧力 (MPa)	備考
5%	2分03秒	144	0.65	弁開度指示9%で 弁上流側圧力0MPa
10%	3分09秒	238	0	
50%	11分55秒	985	0	
100%	22分59秒	1893	0	

第3表 ベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間

弁名称	第一弁（サプレッション・チェンバ側）	第一弁（ドライウエル側）	第二弁
ハンドル 操作時間	約 36 分	約 36 分	約 25 分

モックアップ試験結果のハンドル操作速度約 82 回転／分より算出。

1. 指摘事項

【133-16】

耐圧強化ベントの弁を閉める必要がある場合に対する実現性を説明すること

2. 回答

耐圧強化ベント系と隔離する弁（2-26B-90, 2-26B-91）は、通常時全閉運用の電気作動弁であり、原子炉棟（二次格納施設内）5階に配置されている。

当該弁は、炉心の著しい損傷前において、格納容器フィルタベント系によるベントが使用できない場合に、格納容器から大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する場合に開操作する。しかしながら、格納容器フィルタベント系は十分な信頼性を有しており、使用不能となる可能性は低いことから、基本的に耐圧強化ベント系を使用することはないものとする。

そこで、仮定として当該弁を閉とする場合の実現性を検討する。

当該弁の電源は、全交流動力電源喪失時においても代替交流電源設備（常設・可搬型）から給電が可能なることから、中央制御室から遠隔で閉操作が可能であるが、万一中央制御室から遠隔操作ができない場合には、当該弁の設置場所で手動により閉操作する必要がある。第1図に例として2-26B-90の外観を示す。クラッチレバーを手動操作位置にすることで、操作ハンドルにより閉操作が可能である。

炉心の著しい損傷前において、格納容器中に放出される放射エネルギーは、設計基準事故である原子炉冷却材喪失時において燃料から追加放出される放射能と同程度と仮定することができる。この仮定のもとでのドライウェル及びサプレッションチェンバ内の線量率は最大で約4Sv/hとなるが、当該弁の設置位置は原子炉建屋原子炉棟内にあり、格納容器を囲む約190cmのコンクリートで遮蔽さ

れているため、コンクリートによる減衰を考慮すると、操作場所における格納容器からの放射線の影響は小さい。

したがって、耐圧強化ベント系との隔離弁については、人力による操作が可能である。

なお、ドライウエル及びサプレッションチェンバ内の線量率は、それぞれの空間容積を等価な半径に仮定し、以下のサブマージョンモデルにより求めた。

$$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q}{V} \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3.600(\text{s/h})$$

ここで、

D : 線量率 (Sv/h)

6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Sv}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}\right)$

Q : 格納容器内放射能存在量

(約 6.0×10^{15} Bq : γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

V : 格納容器内空間容積 ($9,800\text{m}^3$)

E_{γ} : γ 線のエネルギー (0.5MeV/dis)

μ : 空気に対する γ 線の線エネルギー吸収係数

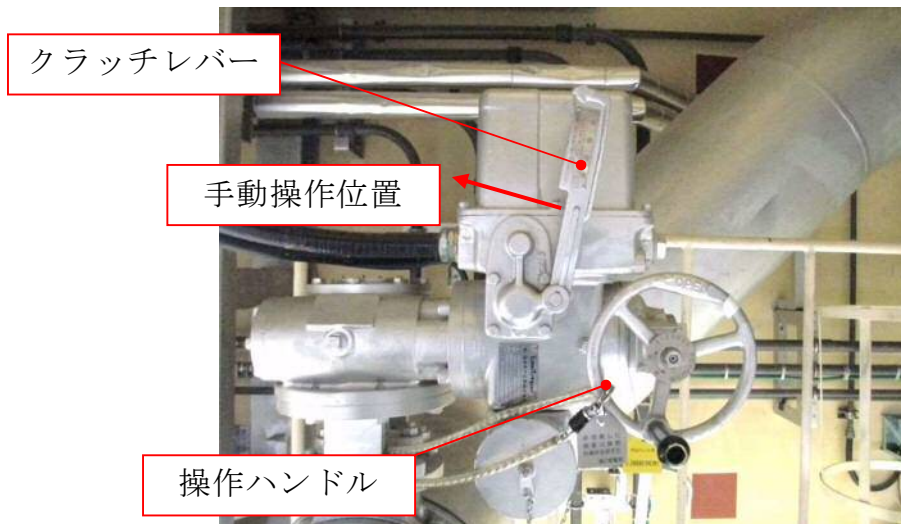
($3.9 \times 10^{-3} \text{m}^{-1}$)

R : V_A と等価な半球の半径 (m)

$$R = \sqrt[3]{\frac{3V_A}{2\pi}}$$

V_A : 線源範囲となる空間容積 (ドライウエル : $5,700\text{m}^3$)

(サプレッションチェンバ : $4,100\text{m}^3$)



第 1 図 2-26B-90 外観

1. 指摘事項

【133-19】

化学反応における反応生成物への対応について、定量的に説明すること。

【133-23】

ベント中の化学反応の発熱について、FCVS の性能への影響を説明すること

2. 回答

重大事故等発生時に格納容器で発生したエアロゾル及び無機よう素がフィルタ装置に到達し、ベンチュリスクラバにおいて無機よう素が化学反応した際の生成物は中性物質（よう化ナトリウム (NaI), 硫酸ナトリウム (Na₂SO₄)) であり、スクラビング水の pH に与える影響はほとんどない。また、ベンチュリスクラバにて無機よう素スクラビング水と化学反応することによって発熱するが、この発熱量と、設計条件であるベントフィルタ内の放射性物質の崩壊による発熱量 (500kW) とを比較した結果、ベンチュリスクラバにおける化学反応の発熱量は約 1/30 であり、化学反応の発熱量の影響が十分小さいことを確認した。

重大事故等発生時に格納容器で発生した有機よう素及びベンチュリスクラバを通過した無機よう素について、放射性よう素除去フィルタにおいて有機よう素及び無機よう素が化学反応した際の生成物のうち、硝酸メチルは爆発性のおそれがある物質とされているが、生成量は約 0.003vol% と微量であることから、爆発することはないと考えられる。なお、生成物のうち、よう化銀については、光によって分解する性質があるが、放射性よう素除去フィルタは容器内の遮光された環境にあるため、光分解によるよう素の放出は発生

しない。また、放射性よう素除去フィルタにて有機よう素及び無機よう素が吸着剤と化学反応することによって発熱・吸熱するが、化学反応の発熱・吸熱による温度変化量を評価した結果、放射性よう素除去フィルタの温度変化が十分小さいことを確認した。

2.1 ベンチュリスクラバにおける化学反応による発熱量

(1) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの化学反応による発熱量

ベンチュリスクラバで捕集されるエアロゾルは核分裂生成物エアロゾルと構造材エアロゾルがある。核分裂生成物エアロゾルは別紙2に記載のとおりであり、構造材エアロゾルは炉内構造物等の金属及びコンクリート含有元素 (Si, Ca, Mg, Al, K 等) で構成されている。それらがスクラビング水と反応したときの反応熱の中で 1mol あたりの発熱量が最も大きいのは であることから、ここでは で代表し、設計条件である 400kg 全量が としてスクラビング水で反応したときの発熱量にて影響を評価する。

ベンチュリスクラバにおける の化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。

それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる (参考図書 1)。

熱化学方程式と標準生成エンタルピーより、となる。

以上より、1molのの反応にはの発熱量を伴うこととなる。

400kgはに当たることから、発熱量はとなる。

(2) ベンチュリスクラバにおける無機よう素の化学反応による発熱量

ベンチュリスクラバにおける無機よう素の捕集は、スクラビング水に添加する薬剤により行われ、その化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。

アルカリ性条件下（発熱反応）

それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる（参考図書1）。

熱化学方程式と標準生成エンタルピーより、となる。

以上より、1molの無機よう素の反応にはの発熱量を伴うこととなる。

フィルタ装置に貯留するスクラビング水には

[] 含有している
とから、 $S_2O_3^{2-}$ の量は [] となる。

一方、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量について、以下の
とおり設定する。

a. 炉内内蔵量 []

別紙 11 のとおり。

b. 格納容器へのよう素放出割合 (61%)

別紙 11 のとおり。

c. 格納容器に放出されるよう素のうち無機よう素生成割合 (91%)

別紙 11 のとおり。

以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素 (分子量 253.8
g/mol) [] の量は [] となる。無機よう素と []
[] の反応による発熱量はモル数の少ない無機よう素の量により決定され
る。この場合無機よう素と [] の反応により生じる全発熱
量は、 [] となる。

[]

(3) ベンチュリスクラバにおける化学反応の発熱量の評価



以上より、ベンチュリスクラバにおける化学反応による発熱量が与える影響はないと言える。

2.2 よう素除去部における発熱

(1) よう素除去部における有機よう素の化学反応による発熱量

よう素除去部における有機よう素の捕集は、銀ゼオライトへの吸着反応として行われ、その化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。

アルカリ性条件下（発熱反応）



それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる（参考図書1）。



熱化学方程式と標準生成エンタルピーより、となる。

以上より、1mol の有機よう素 CH_3I の反応には の発熱量を伴うこととなる。

ここで、よう素除去部に流入する有機よう素（分子量 141.9g/mol）の量は、別紙 11 に記載のとおり となる。したがって、よう素除去部における有機よう素の反応による発熱量は となる。

有機よう素の全量が 10 分間（600 秒）でよう素除去部へ捕集されたと考

えると、発熱量は $5.78 \times 10^2 \text{J/s}$ となる。

(2) よう素除去部における無機よう素の化学反応による吸熱量

よう素除去部における無機よう素 I_2 の銀ゼオライトへの吸着反応は、以下の熱化学方程式で示される。

それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる（参考図書1）。

熱化学方程式と標準生成エンタルピーより、 となる。

以上より、 1mol の無機よう素 (I_2) の反応には の吸熱量を伴うこととなる。

ここで、無機よう素の反応は吸熱反応であることから、保守的に評価に含めないこととする。

(3) よう素除去部における化学反応の発熱量の評価



以上より，よう素除去部における化学反応による発熱量が与える温度変化は十分小さいため，影響はないと言える。

〈参考図書〉

1. 化学便覧基礎編改訂5版

1. 指摘事項

【133-20】

フィルタベントを長期に使用する場合,スクラバ水の粘性の DF への影響について説明すること

2. 回答

ベントにより格納容器からフィルタ装置にエアロゾルが移行する。スクラビング水の粘性は、エアロゾルが可溶性の場合はそのエアロゾルの水和性と溶解する量によって、不溶性の場合はスクラビング水に分散する固体粒子の量によって変化する。可溶性エアロゾル又は不溶性エアロゾルの影響によるスクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価した結果、その変化は十分小さく、DF への影響がないことを確認した。

(1) フィルタ装置内に移行するエアロゾル等の影響

重大事故等発生時にフィルタ装置には、NUREG-1465に記載されている核種グループの各代表化学形態のエアロゾルが移行することから、スクラビング水には、可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルがそれぞれ存在することとなる。エアロゾルの種類と溶解の可否を第1表に示す。

第1表 エアロゾル（設計条件）の種類と溶解の可否

核種グループ	代表化学形態	FP エアロゾル移行量 (kg)	溶解の可否
Halogens	CsI		可溶性
Alkali metal	CsOH		可溶性
Te	TeO ₂ , Sb		不溶性
Ba, Sr	BaO, SrO		可溶性
Noble metals	MoO ₂		不溶性
Ce	CeO ₂		不溶性
La	La ₂ O ₃		不溶性
構造材	SiO ₂ 等		大半は不溶性
	合計		400

可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルでは、スクラビング水の粘性に与える影響はそれぞれ異なることから、可溶性エアロゾル、不溶性エアロゾルに分けて粘性に与える影響を確認する。

なお、流体が流動する際の抵抗を示す粘性の大きさは、粘性率 η [mPa・s] で表され、水の粘性率は水温 10°C の場合は約 1.3[mPa・s]、80°C の場合は約 0.3[mPa・s] である（参考図書1）。

a. 可溶性エアロゾルの影響

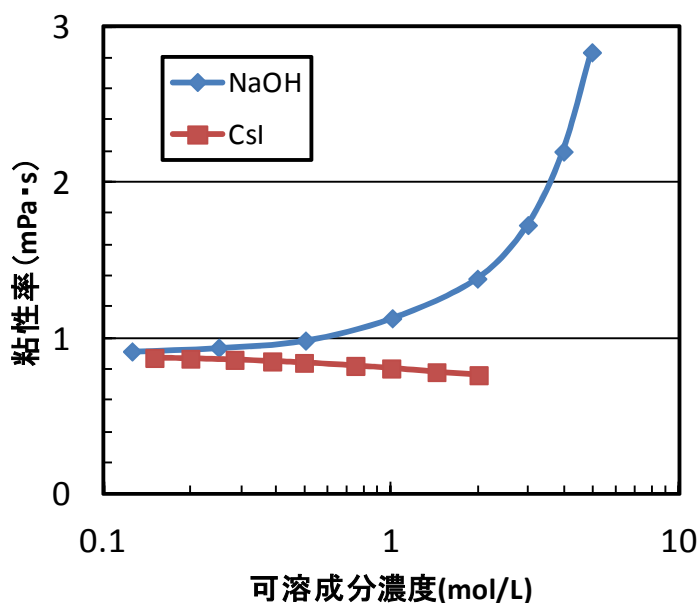
エアロゾルがスクラビング水に溶解すると、分解してイオンとして存在し、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しやすい場合には、イオンと水分子が集団として振る舞うため移動しにくくなり、粘性率が大きくなる。

一方、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しにくい場合には、イオンや水分子が移動しやすくなり、粘性率が小さくなる（参考図書 2）。

ベント実施後にフィルタ装置に含まれる主な陽イオンには、 Na^+ 、 K^+ 、 Cs^+ があり、陰イオンには OH^- 、 Cl^- 、 Br^- 、 I^- 、 CO_3^{2-} 、 HCO_3^- 、 SO_4^{2-} がある。これらイオンのうち、水和しやすく粘性率の増加に最も寄与する陽イオンは Na^+ 、陰イオンは OH^- であり、水和しにくく粘性率の減少に寄与する陽イオンは Cs^+ 、陰イオンは I^- であると考えられる（参考図書 1, 3）。

このため、フィルタ装置にエアロゾルが移行した場合の粘性率は、エアロゾルの全量を水酸化ナトリウム (NaOH) として評価したとき最も大きく、ヨウ化セシウム (CsI) として評価したときには小さくなる。

水酸化ナトリウムとヨウ化セシウムが水に溶解した場合の粘性率の変化を第 1 図に示す。



第 1 図 NaOH と CsI が水に溶解した場合の粘性率の変化 (25°C)

(NaOH : 参考図書 4, CsI : 参考図書 5)

スクラビング水に添加している化学薬剤の []
[] であり、この
スクラビング水の粘性率は、化学薬剤を全て水酸化ナトリウムとして評価
すると、第1図より [] mPa・s となる。

また、スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮にフ
ィルタ装置に移行するエアロゾルが全て水酸化ナトリウム（400kg=
10,000mol）と想定とすると、その溶液のモル濃度は [] mol/l 上昇し、
[] mol/l となり、可溶性エアロゾルが溶解したスクラビング水の粘性
率は、第1図より [] mPa・s となる。

以上より、可溶性エアロゾルが溶解した場合のスクラビング水の粘性率
の変化は、フィルタ装置待機時のスクラビング水の粘性率に比べて、わず
か（ [] mPa・s 大きくなる）と評価できる。

なお、JAVA 試験における初期のスクラビング水に含まれる化学薬剤の質
量パーセント濃度は、 []
では [] wt% であり、これらのモル濃度はそれぞれ []
[] mol/l となることから、このスクラビング水の粘性率は、化学薬剤が
全て水酸化ナトリウムとして評価すると、第1図より [] mPa・s となる。

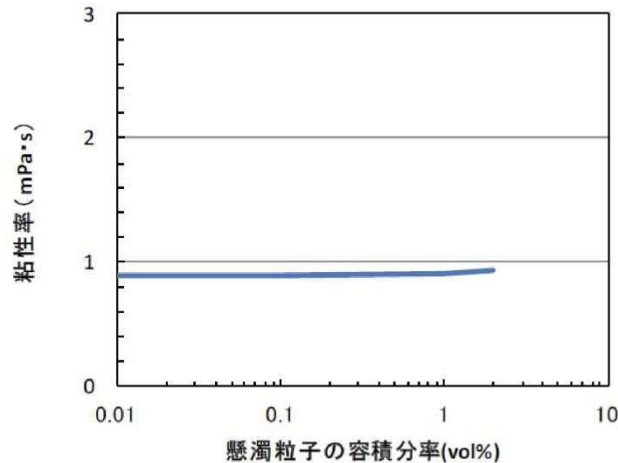
b. 不溶性エアロゾルの影響

エアロゾルが不溶性の場合、スクラビング水中ではコロイド等の懸濁粒
子濃度が上昇すると考えられる。このような懸濁粒子が分散した溶液の粘
性率はアインシュタインの粘度式等によって評価することができる（参考
図書1）。

$$\eta / \eta_0 - 1 = 2.5 \phi$$

ここで、 η ：懸濁粒子溶液の粘性、 η_0 ：分散溶媒の粘性、 ϕ ：懸濁粒子

の容積分率を示す。上式を用いて、懸濁粒子濃度が粘性率に及ぼす影響を評価した結果を第2図に示す（アインシュタインの粘度式の成立限界である容積分率2%までを記載）。



第2図 不溶性分が共存した場合の粘性率の変化（25℃）

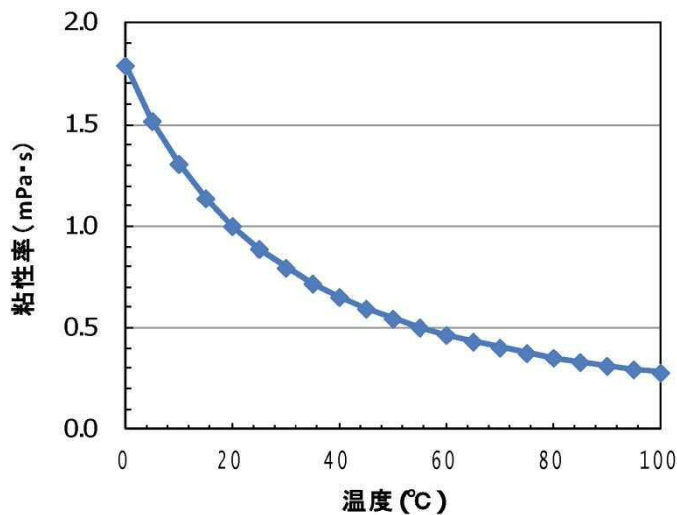
スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮にフィルタ装置に移行するエアロゾルを全て不溶性のエアロゾル（密度 \square g/cm³）とし、最低水量の \square t に加わったとして懸濁粒子の容積分率を算出すると、 \square vol%となる。第2図によると懸濁粒子の容積分率2vol%程度まで粘性率がほとんど上昇していないため、不溶性エアロゾルによるスクラビング水の粘性率の変化はほとんどないと評価できる。

なお、上記の密度 \square g/cm³ は、コア・コンクリート反応で発生するコンクリート由来のエアロゾルを想定したものであり、TeO₂（密度約5.7g/cm³）等の密度の大きいエアロゾルを想定するよりも懸濁粒子の容積分率を大きく算定するため、保守的な評価となっている。

(2) 評価結果

粘性率の増加量は、粘性率の変化が大きい可溶性エアロゾルの場合においても下記のとおりであり、第3図に示す純水の温度変化に伴う粘性率の変化量と同等であるため、この粘性率の変化は十分小さい。よって、フィルタ装置を長期に使用する場合においても、スクラビング水の粘性のDFへの影響はないと考えられる。

- ・可溶性エアロゾル（水酸化ナトリウム 400kg）が溶解した場合のスクラビング水の粘性率の変化は、待機時のスクラビング水と比べた場合は $\text{mPa}\cdot\text{s}$ 大きくなる。
- ・可溶性エアロゾル（水酸化ナトリウム 400kg）が溶解した場合のスクラビング水の粘性率の変化は、JAVA 試験における初期のスクラビング水と比べた場合には、 $\text{mPa}\cdot\text{s}$ 大きくなる。



第3図 水の粘性率に及ぼす温度の影響

なお、エアロゾルには有機物が含まれていないため、温度が上昇した場合にも粘性率を著しく大きくさせることはない。

〈参考図書〉

1. 化学便覧改訂 3 版基礎編 II
2. 上平恒, 「水の分子工学」
3. 横山晴彦, 田端正明 「錯体の溶液化学」
4. Pal M. Sipos, Glenn Hefter, and Peter M. May, Viscosities and Densities of Highly Concentrated Aqueous MOH Solutions (M⁺) Na⁺, K⁺, Li⁺, Cs⁺, (CH₃)₄N⁺) at 25.0 ° C, J. Chem. Eng. Data, 45, 613-617 (2000)
5. Grinnell Jones and Holmes J. Fornwalt, The Viscosity of Aqueous Solutions of Electrolytes as a Function of the Concentration. III. Cesium Iodide and Potassium Permanganate, J. Am. Chem. Soc., 58 (4), 619-625 (1936)
6. Joseph Kestin, H. Ezzat Khalifa and Robert J. Correia, Tables of the Dynamic and Kinematic Viscosity of Aqueous NaCl Solution in the Temperature Range 20-150°C and the Pressure Range 0.1-35MPa, J. Phys. Chem. Ref. Data, Vol.10, No.1 (1981)
7. 日本機械学会 蒸気表 <1999>

1. 指摘事項

【133-21】

あらかじめ核種組成（FP 分布）を想定し，測定した線量から速やかに核種毎の放出放射エネルギー（Bq 単位）を算出できるような運用を検討すること

2. 回答

※有効性評価を見直した条件で再評価中

別紙 7 において，フィルタ装置出口放射線モニタで計測した線量率からフィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度を求める換算の考え方について示している。

この換算係数は格納容器ベント開始のタイミングで変化し，別紙 7 の手法で算出した換算係数の時間変化は第 1 図のグラフのとおりとなる。実際の運用では手順書に代表的な時間における換算係数を表として備えるなどして適切な評価ができるように準備する。



第 1 図 換算係数の時間推移

1. 指摘事項

【133-24】

銀ゼオライト容器内の水素滞留対策を説明すること。
 (可搬型窒素供給装置の容量について示すこと。)

2. 回答

可搬型窒素供給装置の窒素容量は、下記①②を考慮して設定している。

- ① ベント後、中長期的に格納容器除熱系が復旧した後に窒素供給を開始し、
 除熱中の原子炉格納容器内の水素濃度を4% (水素の可燃限界温度) 未満あるいは酸素濃度を5% (水素を燃焼させる下限濃度) 未満に維持
- ② ベント停止後の格納容器フィルタベント系における水素ガス滞留防止のため、窒素の供給を行い、格納容器フィルタベント系の系統内の水素濃度を4% (水素の可燃限界温度) 未満あるいは酸素濃度を5% (水素を燃焼させる下限濃度) 未満に維持

可搬型窒素供給装置の主要な仕様を第1表に示す。

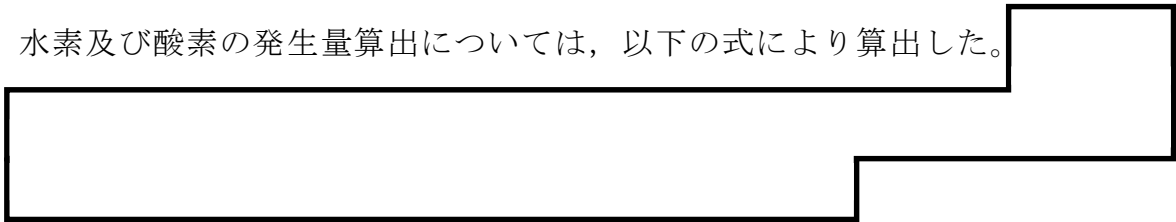
第1表 可搬型窒素供給装置の主要仕様

窒素容量	約200Nm ³ /h
窒素純度	99.0vol%以上
窒素供給圧力	0.5MPa (可搬型窒素供給装置出口にて)

以下に、可搬型窒素供給装置の窒素供給量の設定について示す。

(1) 原子炉格納容器における可搬型窒素供給装置の容量

ベント開始後に原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素は、サプレッション・プールに移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。ベントシーケンスである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」におけるM A A P解析に基づき評価した水素及び酸素の発生量を第2表に示す。なお、水素及び酸素の発生量算出については、以下の式により算出した。



① 発生水素（酸素）分子数 [分子数/J]

$$= G \text{ 値 [分子/100eV] } / 100 / (1.602 \times 10^{-19} \text{ [J]})$$

② 水素（酸素）発生量 [分子数/s]

$$= \text{崩壊熱 [MW]} \times 10^6 \times \text{発生水素（酸素）分子数 [分子数/J]} \times \text{放射線吸収割合}$$

③ 水素（酸素）発生量 [m³/h]

$$= \text{水素発生量 [分子数/s]} / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600$$

第2表 想定事象における原子炉格納容器内の水素及び酸素の発生量

対象	放射線	放射性物質移行量		発生量[m ³ /h]※	
	吸収割合	割合[%]	崩壊熱[MW]	水素	酸素
炉心部（コリウム）※	0.1	62.0	6.100	1.27	0.64
炉心部（コリウム以外）	1.0	9.0	0.889	1.85	0.93
D/W 及びペDESTAL部	1.0	0.3	0.030	0.06	0.04
S/P	1.0	26.0	2.550	5.33	2.67
合計	—	97.3	9.569	8.51	4.28

- ※ ベント停止は事象発生7日後とし、7日後の崩壊熱として10MWを想定する。
- ※ 酸素濃度を厳しく評価するため、水素発生量は小数点第3位を切り下げ、酸素発生量は小数点第3位を切り上げる。
- ※ 炉心部ではβ線が燃料被覆管で吸収されることを考慮し、放射線吸収割合を0.1としている。

この結果より、酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に抑ええるために必要な窒素供給量 x を求める。 x

$$\frac{\text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置からの酸素供給量}}{\text{水素発生量} + \text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置の供給量} (x)} < 0.05$$

$$\frac{4.28 + x \times 0.01}{8.51 + 4.28 + x} < 0.05$$

$$x > 91.1 \text{ (小数点第2位切上げ)}$$

上記結果より、必要窒素供給量は91.1Nm³/hである。窒素供給装置の1台あたりの容量は200Nm³/hであることから、原子炉格納容器用の窒素供給装置の必要台数は1台となる。

なお、この時の水素は可燃限界濃度の4%を超えるが、上述の通り酸素の濃度が5%（水素を燃焼させる下限濃度）を超えないことから水素が燃焼するこ

とはない。

(2) 格納容器フィルタベント系における可搬型窒素供給装置の容量

ベント開始後に格納容器フィルタベント系のフィルタ装置で発生する水素及び酸素は、フィルタ装置に移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。このため、フィルタ装置で発生する水素及び酸素の量は、(1)に示した①～③の式により算出できる。

その他の情報については、以下のとおりとする。

崩壊熱量：0.5MW（フィルタ装置の設計条件）

放射線吸収割合：

以上より、水素の発生量は $1.67\text{m}^3/\text{h}$ 、酸素の発生量は $0.836\text{m}^3/\text{h}$ となる。

水素及び酸素の発生量より、酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に抑ええるために必要な窒素供給量 y を求める。

$$\frac{\text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置からの酸素供給量}}{\text{水素発生量} + \text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置の供給量} (y)} < 0.05$$

$$\frac{0.836 + z \times 0.01}{1.67 + 0.836 + y} < 0.05$$

$$y > 17.8 \text{ (小数点第2位切上げ)}$$

上記より、必要窒素供給量は $17.8\text{Nm}^3/\text{h}$ となる。窒素供給装置の1台あたりの容量は $200\text{Nm}^3/\text{h}$ であることから、格納容器フィルタベント系用の窒素供給装置の必要台数は1台となる。

1. 指摘事項

【133-25】

フィルタ装置入口配管を水面より下にすることの妥当性を説明すること

2. 回答

東海第二発電所のフィルタ装置入口配管は、フィルタ装置の通常水位より低い位置でフィルタ装置に接続される。以下に機器設計上の考え方と、この設計による悪影響の有無について検討する。

(1) 機器設計上の考え方

東海第二発電所のフィルタ装置には、容器内部に有機よう素を除去するための銀ゼオライトフィルタを設置している。この銀ゼオライト充填や容器内部の入槽点検には、上部マンホールから容器内部に作業が入り作業を行う必要がある。以下に示すように入口配管の接続位置はフィルタ性能に影響を及ぼすことはないことから、作業性を考慮して容器内部の作業エリアに大きな配管が極力配置されないように、銀ゼオライトフィルタ室より低い位置で入口配管を接続した設計としている。

(2) 悪影響の有無について

a. フィルタ性能への影響

フィルタ装置使用時には入口配管のスクラビング水を押し出す必要がある。入口配管の位置がフィルタ装置の内部・外部に関わらず、格納容器からのガスは待機時水位とベンチュリノズル分配管との差分の水位を押し込む必要がある。この押し込み水位は第1図のとおり入口配管の位置による差はほとんどない。

したがって、入口配管が通常水位より下でフィルタ装置に接続されても、

格納容器からのガスはベンチュリノズルに導かれ、エアロゾルや無機よう素を捕集することから、入口配管の位置が放射性物質の捕集性能に影響を及ぼすことはない。

なお、JAVA 試験設備においては、

エアロゾルや無機よう素に対して、十分な除去性能を有することが確認されている。

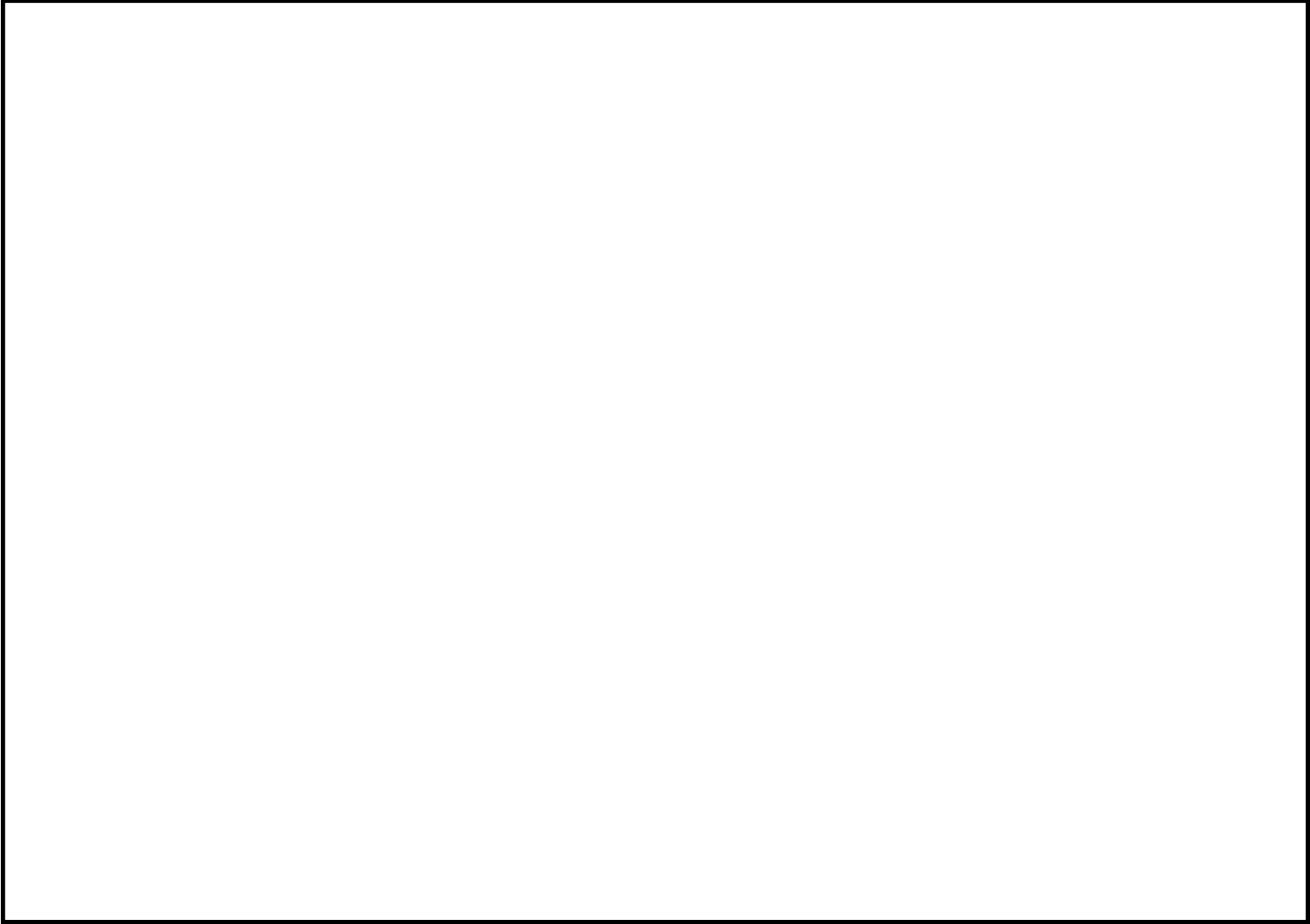
b. バウンダリへの影響

系統待機時にスクラビング水はフィルタ装置外部の入口配管内にも貯留されるが、配管の材質は耐アルカリ性を考慮して、フィルタ装置同様ステンレス鋼を採用することで、バウンダリへの影響はない。

c. 放射線防護への影響

フィルタ装置使用後は、入口配管にも放射性物質を含んだスクラビング水が貯留される。フィルタ装置内部に入口配管が位置する場合と比べると、入口配管表面の放射線量率は高くなるが、格納槽の遮蔽壁内に位置することから、運転員への影響はない。

以上より、入口配管のフィルタ装置への接続位置が、フィルタ性能等へ悪影響を及ぼすことはなく、現在の接続位置は妥当と考える。



第1図 フィルタ装置入口配管の接続位置による比較

1. 指摘事項

【133-26】

ベントタイミングについて、設計条件に対するマージンも考慮して、より現実的な手順を説明すること

【133-27】

ベントタイミングについて、温度とガス濃度を取り上げているが、どこかのエリアモニタが上がってしまった等の場合の対策も考えておくこと。

2. 回答

格納容器フィルタベント系によるベント操作は、第1表に示す基準に到達した場合に、発電長の指示の下に運転員が実施する。これにより、格納容器の過圧破損防止、格納容器内での水素爆発防止及び大気へ放出される放射性物質の総量の低減ができる。

第1表 ベント実施判断基準

炉心状態	目的	実施判断基準
炉心損傷なし	過圧破損防止	格納容器圧力 310kPa [gage] (最高使用圧力：1Pd) 到達
		格納容器スプレイが実施できない場合
サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達		
格納容器スプレイが実施できない場合		
炉心損傷を判断した場合	水素爆発防止	格納容器酸素濃度がウェット条件にて 4.3vol%到達
	大気へ放出される放射性物質の総量の低減	格納容器温度 200℃到達
		原子炉建屋水素濃度 2vol%到達

格納容器の過圧破損防止の観点では、炉心損傷なしの場合は、格納容器圧力が 217kPa [gage] から 279kPa [gage] の範囲で代替格納容器スプレイ系（常設）による間欠格納容器スプレイを実施する。外部水源によるスプレイであるため、サブプレッション・プール通常水位+6.5m に到達すればベントライン水没を防止する観点から格納容器スプレイを停止し、格納容器圧力が 310kPa [gage] に到達した時点でベントの実施を判断する。一方、炉心損傷を判断した場合は、465kPa [gage] から 400kPa [gage] の範囲で代替格納容器スプレイ系（常設）による間欠格納容器スプレイを実施し、サブプレッション・プール通常水位+6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止するとともにベントを実施する。炉心損傷の有無により、格納容器スプレイ実施基準を変更する理由は、炉心損傷した場合、格納容器内に放射性物質が放出されるため、炉心損傷なしの場合に比べてベント実施操作判断基準に到達するタイミングを遅らせることにより、ベント時の外部影響を軽減させるためである。なお、格納容器スプレイが実施できない場合には、格納容器過圧破損を防止する観点からベント実施を判断する。

また、炉心損傷を判断した場合は、ジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、格納容器内の水素濃度は可燃限界の 4vol% を超過する。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、格納容器内水素・酸素濃度が可燃限界に到達することにより、格納容器内で水素爆発が発生するおそれがある。この水素爆発の発生を防止するため、格納容器内酸素濃度がウェット条件にて 4.3vol% に到達した時点でベント操作を実施することで格納容器内の水素・酸素を排出する。

格納容器の機能の劣化により格納容器からの著しい漏えいが発生した場合には、フィルタ装置を介したベントを実施することにより、大気へ放出され

る放射性物質の総量の低減を図る。ベント実施の判断フローを第 1 図～第 3 図に示す。

炉心損傷の有無の判断は、第 2 表に示すパラメータを確認する。

第 2 表 確認パラメータ (炉心損傷判断)

確認パラメータ	炉心損傷判断
ドライウエル又はサブ レッション・チェンバ の γ 線線量率	設計基準事故 (主蒸気管破断, 原子炉冷却 材喪失) において想定する希ガスの追加放 出量相当の γ 線線量率の 10 倍以上となっ た場合, 炉心が損傷したものと判断する*。

※ この基準は、炉内内蔵量の割合約 0.1%に相当する希ガスが格納容器内に放出した場合の γ 線線量率相当となっている。

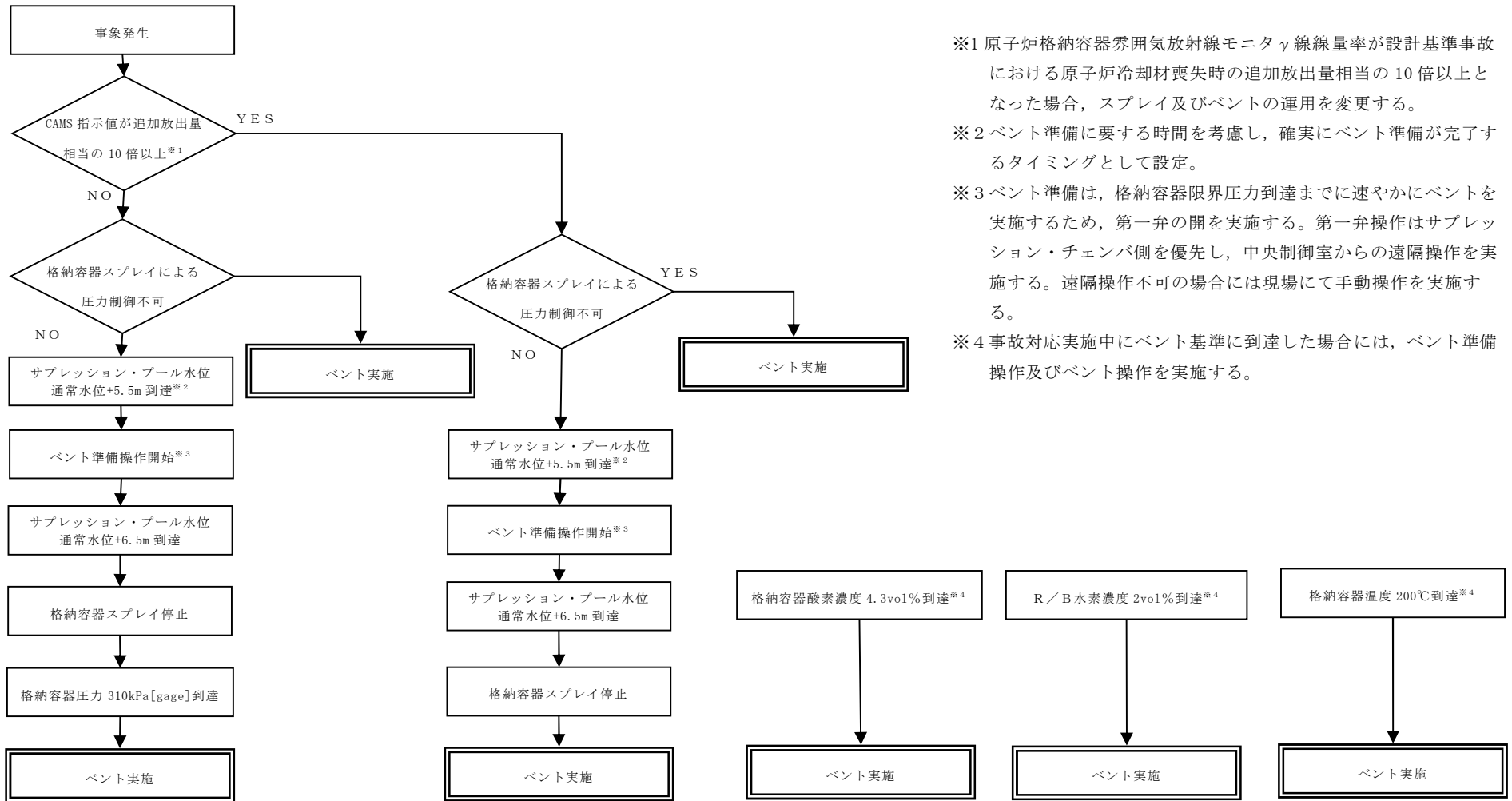
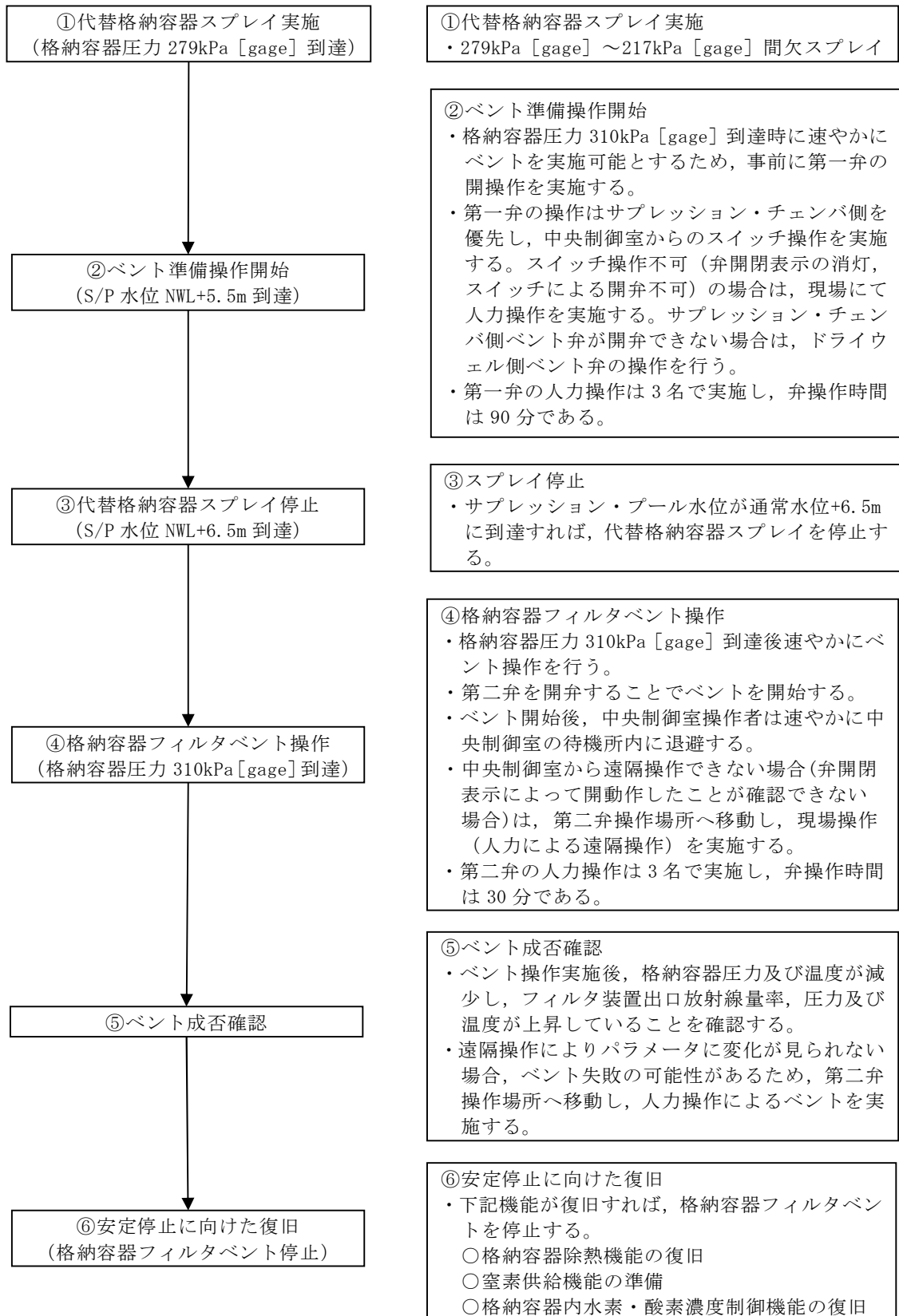


図 4.1.3-3 図に
詳細フローを示す

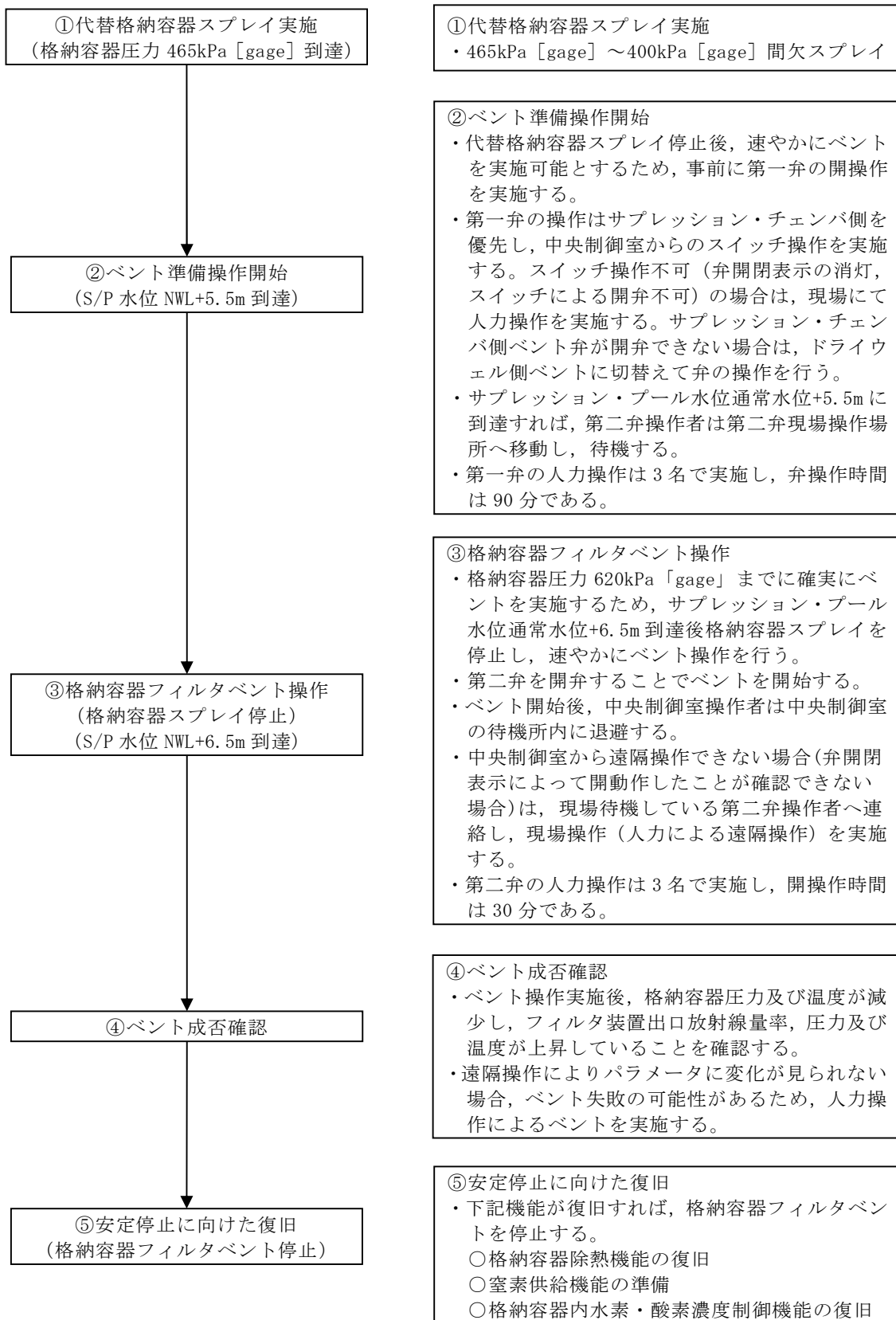
図 4.1.3-4 図に
詳細フローを示す

- ※1 原子炉格納容器雰囲気放射線モニタ γ線線量率が設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量相当の 10 倍以上となった場合、スプレイ及びベントの運用を変更する。
- ※2 ベント準備に要する時間を考慮し、確実にベント準備が完了するタイミングとして設定。
- ※3 ベント準備は、格納容器限界圧力到達までに速やかにベントを実施するため、第一弁の開を実施する。第一弁操作はサブプレッション・チェンバ側を優先し、中央制御室からの遠隔操作を実施する。遠隔操作不可の場合には現場にて手動操作を実施する。
- ※4 事故対応実施中にベント基準に到達した場合には、ベント準備操作及びベント操作を実施する。

第 1 図 ベント実施の判断フロー



第 2 図 炉心損傷していない場合のベント実施フロー



第3図 炉心損傷を判断した場合のベント実施フロー

(1) 格納容器ベント準備

ベント準備操作は、ベント操作が必要になった場合に速やかに実施できるよう、以下に示す事前準備を行う。

(a) ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認

中央制御室にてベント実施に必要な隔離弁の健全性を確認するため、当該弁に電源が供給されていることを表示灯により確認する。

- ・ 第一弁（サプレッション・チェンバ側）
- ・ 第一弁（ドライウエル側）
- ・ 第二弁

(b) 他系統との隔離確認

ベント操作前に、中央制御室にて他系統（換気空調系、原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系）と隔離する弁が全閉となっていることを表示灯により確認する。

- ・ C / S 排気系統入口弁
- ・ 耐圧強化ベント隔離弁
- ・ F R V S 系統入口弁

(c) 第一弁の開操作

中央制御室にて開操作を実施する。万一、中央制御室での開操作ができない場合には、現場にて第一弁の人力による開操作を実施する。

また、格納容器フィルタベント系の放出経路として、サプレッション・チェンバからとドライウエルから放出する経路の2通りあるが、サプレッション・プールにおけるスクラビング効果（粒子状放射性物質の低減効果）が期待できるサプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。

ただし、サブプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウェルからのベントを実施する。

(d) 第二弁操作のための要員移動

炉心損傷がある場合、格納容器圧力が 620kPa[gage]到達までに確実にベントが実施できるよう、ベント実施基準到達までに第二弁操作場所に移動し、待機する。

c. ベント準備判断の確認パラメータ

ベント準備の判断は、ベント実施判断基準の到達までに確実にベント準備操作が完了する基準として、炉心損傷有無に関わらず、サブプレッション・プール通常水位+5.5m 到達によりベント準備実施の判断をする。

ベント準備着手判断に必要なパラメータを以下に示す。

- ・サブプレッション・プール水位

なお、ベント準備実施基準であるサブプレッション・プール通常水位+5.5m 到達以前に第1表に示すいずれかのベント実施基準を満たした場合には、ベント準備操作とベント実施操作を連続して実施する。

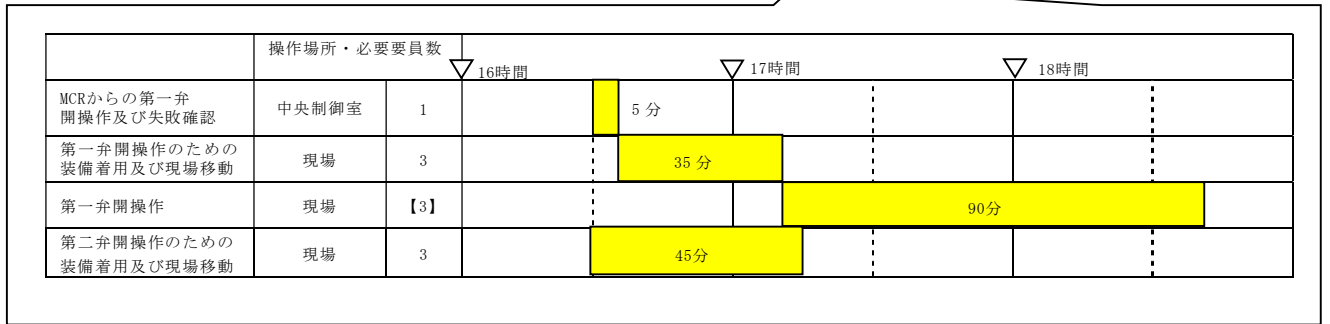
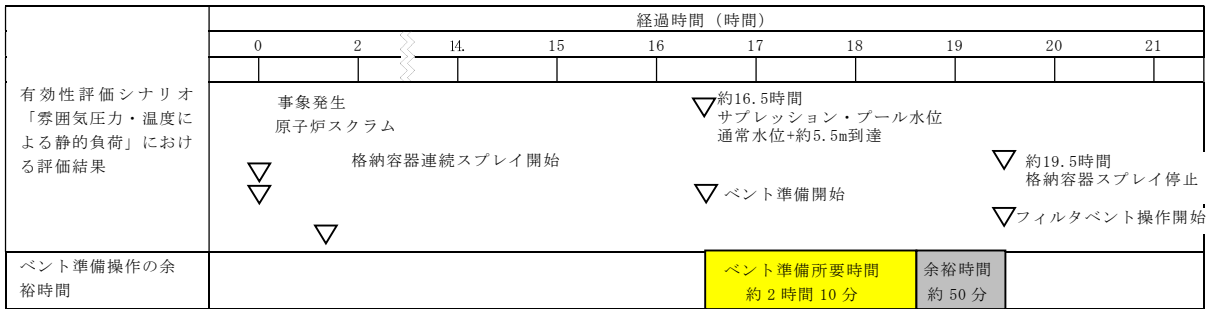
ベント準備は、ベント実施判断基準に到達した場合の速やかなベント実施を可能とするため、事前に第一弁を開操作すること及び第二弁作業場所へ移動し待機することを目的としている。本操作はベント実施に不可欠な操作であることから、ベント実施基準到達までにベント準備操作を完了させることとする。

d. ベント準備操作の余裕時間

ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、ベント準備操作の余裕時間の最も短い「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」における現場での手動操

作（人力による遠隔操作）を装置したベント準備の余裕時間についてタイムチャートを第4図に示す。

第4図に示すとおり，ベント準備完了後からベント実施基準であるサブプレッション・プール通常水位+6.5m 到達までに十分な時間があることから，確実に準備を完了することができる。



第4図 ベント準備操作のタイムチャート

(2) ベント実施

a. ベント実施操作判断基準

(a) 炉心損傷なしの場合

i) 格納容器圧力 310kPa [gage] 到達

格納容器の健全性を確保するため、最高使用圧力である 310kPa [gage] に到達した時点でベントを実施する。

ii) 格納容器スプレイが実施できない場合

格納容器スプレイが実施できない場合には、格納容器過圧破損防止のため、ベント実施を判断する。

(b) 炉心損傷を判断した場合

i) サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達

格納容器へ大量の放射性物質が放出されることから、大気への放射性物質の放出を極力遅らせることでベント時の外部影響を軽減させるため、限界圧力である 620kPa [gage] に到達するまでにベントを実施する。具体的には、中央制御室での遠隔操作に失敗した場合の現場手動操作時間を考慮し、格納容器スプレイ停止基準であるサプレッション・プール通常水位+6.5m に到達した時点でベントを実施する。

ii) 格納容器酸素濃度がウェット条件にて 4.3vol% に到達した場合

炉心損傷時には、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により水素・酸素が発生し、可燃限界に到達すると水素爆発が発生するおそれがある。これを防止するため、可燃限界到達前に格納容器内の水素・酸素を排出することを目的として、格納容器酸素濃度がウェット条件にて 4.3vol% に到達した場合にベントを実施する。

iii) 格納容器スプレイが実施できない場合

格納容器スプレイが実施できない場合には、格納容器過圧破損防止のため、ベント実施を判断する。

iv) 格納容器温度が 200℃に到達時点

格納容器への十分な注水等ができない場合、格納容器雰囲気は過熱状態になり、格納容器は限界圧力に達する前に限界温度を下回る 200℃に達し、いずれは過温破損に至る。このような場合、フィルタ装置を介した放出経路を形成し、大気への放射性物質の放出を極力低減することを目的としてベントを実施する。

v) 原子炉建屋水素濃度 2vol%到達時点

原子炉建屋水素濃度 2vol%到達時点で格納容器からの異常な漏えいを判断し、格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの漏えい量を低減し、フィルタ装置を介さない大気への放射性物質の放出を極力低減することを目的としてベントを実施する。

また、格納容器からの著しい漏えいが発生した場合は、格納容器側のパラメータとして、格納容器圧力が異常に低下することや圧力上昇が停滞することが考えられる。格納容器圧力の異常な低下や停滞については、崩壊熱による蒸気発生量よりも格納容器から R/B へ漏えいする量が多くなった場合に判断可能なものであるが、事象発生 7 日後の崩壊熱による蒸気発生量は 10%/day の格納容器漏えい率で R/B へ漏えいする量より十分大きく、10%/day よりも大幅に大きい漏えい率の場合にのみ検知可能なパラメータである。したがって、格納容器圧力により判断する場合、異常な漏えいの状態にもかかわらずベント実施判断をしないリスクがある。

R/B 側のパラメータとしては、原子炉建屋内の温度計及びエリアモニタの指示値にも影響があると考えられるが、これらは設計漏

えい率相当の漏えいによっても影響を受けるものであり、異常な漏えいではない状態においてベント実施判断をしてしまうリスクがある。

上記の理由を踏まえ、格納容器の異常な漏えいは、検知性の観点からR/B水素濃度により判断することとしている。

b. ベント実施操作判断の確認パラメータ

(a) 炉心損傷なしの場合

i) 格納容器圧力 310kPa [gage] 到達

炉心損傷がない場合は、格納容器圧力にてベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・格納容器圧力

なお、格納容器圧力の測定ができない場合には、格納容器圧力を推定する手段として、格納容器温度を代替パラメータとする。

ii) 格納容器スプレイが実施できない場合

格納容器スプレイによる圧力制御失敗によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・格納容器圧力
- ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び代替循環冷却系格納容器スプレイ流量

(b) 炉心損傷を判断した場合

i) サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達

炉心損傷を判断した場合は、間欠格納容器スプレイを実施しながら、サプレッション・プール水位にてベント実施操作を判断する。

したがって、確認パラメータは以下のとおり。

- ・サブプレッション・プール水位

ii) 格納容器酸素濃度がウェット条件にて4.3vol%に到達した場合

格納容器酸素濃度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・格納容器内酸素濃度 (SA)

iii) 格納容器スプレイが実施できない場合

格納容器スプレイによる圧力制御失敗によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・格納容器圧力

- ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び代替循環冷却系格納容器スプレイ流量

iv) 格納容器温度が200℃に到達時点

格納容器温度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・ドライウェル雰囲気温度

- ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度

v) 原子炉建屋水素濃度2vol%到達時点

原子炉建屋水素濃度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・原子炉建屋水素濃度

c. ベント実施操作の妥当性

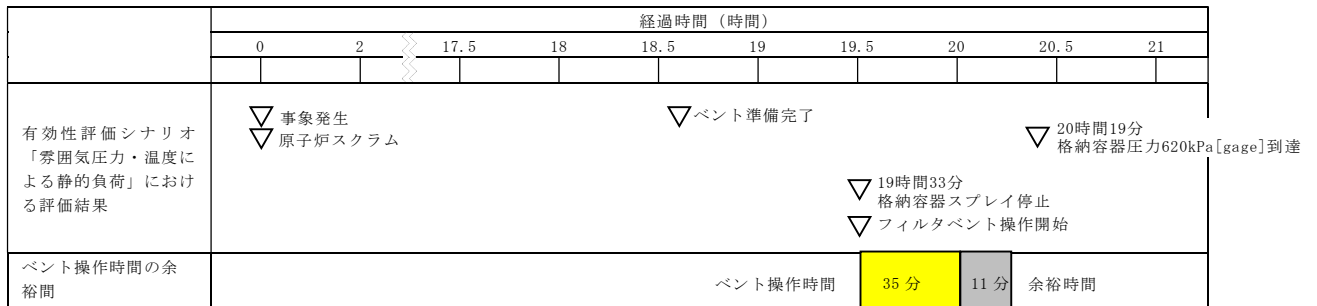
ベントは、第二弁を開弁することで実施する。炉心損傷していない場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を表4.1.3-5に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での操作を基本とする

が、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場（原子炉建屋附属棟）にて手動操作（人力による遠隔操作）を実施する。

d. 有効性評価におけるベント実施操作の余裕時間

ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、ベント実施操作の余裕時間が最も短い「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（循環冷却系を使用しない場合）」における現場での手動操作（人力による遠隔操作）を装置したベント実施操作の余裕時間についてタイムチャートを第5図に示す。

第5図に示すとおり、ベント実施基準到達から格納容器限界圧力である620kPa[gage]到達までに十分な時間があることから、確実にベント実施可能である。



	操作場所・必要要員数	19.5時間	20時間
格納容器スプレイ停止操作	中央制御室 1	2分	
MCRからの第二弁開操作及び失敗確認	中央制御室 1	3分	
第二弁開操作	現場 3	30分	

第5図 ベント実施のタイムチャート

1. 指摘事項

【133-28】

MCCIが発生するケースなど、よりエアロゾルの発生に厳しい条件がないか説明すること

2. 回答

(1) 格納容器フィルタベント系の設計条件について

格納容器フィルタベント系の設計条件としては、FPエアロゾル移行量を400kgに設定している。

(2) 事故シナリオに応じたFPエアロゾル移行量について

a. FPエアロゾルが発生する事故シナリオの選定について

ベント実施時には、希ガスやガス状放射性物質（無機放射性物質及び有機放射性物質）を除く核分裂生成物及び構造材がFPエアロゾルとして格納容器フィルタベント系に流入する。FPエアロゾルが発生する事故シナリオは、格納容器破損防止対策の有効性評価を踏まえているが、以下に示すMAAP解析上の特徴を踏まえ、原子炉圧力容器が健全な事故シーケンスである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」を選定している。

(a) 原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合は、炉心が再冠水し溶融炉心の外周部が固化した後でも、溶融炉心中心部は溶融プール状態を維持する。一方、原子炉圧力容器破損時は、原子炉圧力容器破損前に水張りしたペDESTAL部で溶融炉心の一部が粒子化するとともに、最終的にはクエンチする。FPエアロゾル移行量は溶融炉心の温度が高い方がより多くなるため、原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。

(b) 原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合は、溶融炉心冠水時において溶融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮していない。一方、溶融炉心がペDESTAL部に存在する場合は、溶融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮している。以上より、スクラビング効果を考慮していない原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。

(c) 東海第二発電所では、MCCI対策としてコリウムシールドを設置するため、原子炉圧力容器が破損した場合でも溶融炉心による侵食は発生しない。したがって、原子炉圧力容器破損後に特有のエアロゾルの発生源は無いと考えられる。

b. 対象シーケンスにおけるFPエアロゾル移行量について

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」シーケンスにおける格納容器フィルタベント系へ流入するFPエアロゾル移行量を第1表に示す。本シーケンスの有効性評価ではS/Cベントを優先して実施することとしているが、ここではD/Wベントを実施した場合のFPエアロゾル移行量も併せて示している。第1表より、FPエアロゾル移行量はS/Cベント時よりD/Wベント時の方が多く5kgであるが、格納容器フィルタベント系で設計上想定するFPエアロゾル移行量はこれを十分上回る400kgである。

第1表 静的負荷シーケンスにおけるFPエアロゾル移行量

放出する系統	FPエアロゾル移行量 (kg)
S/Cベント	0.001
D/Wベント	5

1. 指摘事項

【133-29】（当社のみコメント）

サプレッション・プール水位が 7.4m^{*}で格納容器スプレイを停止するとあるが、ベントラインを水没させて希ガスの減衰を期待するなどの対応を考え、希ガスとエアロゾルを合わせた全体として放射性物質の放出低減が図れる方法を検討すること

※ 格納容器スプレイ停止基準の見直しにより、現在はサプレッション・プール水位通常水位+6.5mを設定している。

2. 回答

(1) 放出時間の考え方

格納容器フィルタベント系にて除去できず、ベント時の外部被ばくの主因となる希ガスについては、可能な限り格納容器内に保持することで時間減衰させることが有効である。

そのため、ベント実施タイミングを可能な限り遅くするため、サプレッション・チャンバ側からのベント排気ライン水没を防止するから設定したサプレッション・プール水位通常水位+6.5mに到達するまで格納容器スプレイを実施する手順としている。

格納容器破損防止対策の有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」においては、事象発生後約 19 時間後に格納容器スプレイを停止し、サプレッション・チェンバ側からのベントを実施することとしている。

ここでは、より希ガスを格納容器内に保持する観点から 19 時間以降も格納容器スプレイを継続させ、約 34 時間後にドライウェル側からのベントを実施した場合と比較する。公衆被ばくへの影響を評価するため、外部被ばくの主因となる希ガス及び長期土壌汚染の要因となる Cs-137 放出量を評価項目

とする。

(2) 評価ケース

a. サプレッション・チェンバ側からのベント（19 時間ベント）

格納容器破損防止対策の有効性評価における「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同様のベント方法であり、事象開始から約 19 時間後にサプレッション・プール水位が通常水位＋6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止し、サプレッション・チェンバ側からベントを実施する。圧力推移を第 1 図に示す。

b. ドライウェル側からのベントケース（34 時間ベント）

a. の事故シナリオにおいて、スプレイ停止基準であるサプレッション・プール水位が通常水位＋6.5m に到達した後も格納容器スプレイを継続させた評価を実施した。圧力推移を第 2 図に示す。

MAAP 解析の結果、ドライウェル空間体積の減少に伴い格納容器スプレイ効果が低減し、約 34 時間時点で格納容器圧力が限界圧力である 620kPa[gage] に到達する結果となったことから、約 34 時間後にドライウェルベントを実施した。

(3) 評価結果

サプレッション・チェンバ側からのベントケースの放出量を 1 として規格化した場合のドライウェル側からのベントケースの放出量の相対値を第 1 表に示す。

第1表 ドライウェルベントケースにおける希ガス及びCs-137放出量

評価ケース	ベント時間	放出量	
		希ガス	Cs-137
サプレッション・チェンバ側からのベント	約 19 時間	1	1
ドライウェル側からのベント	約 34 時間	約 0.80	約 1.76×10^4

希ガスの放出量はサプレッション・チェンバ側からのベントに対してドライウェル側からのベントケースは約 0.8 倍であり、希ガスの減衰効果は限定的となっている。これは、第3図の希ガスの減衰曲線に示すように、事象発生後から 12 時間程度の間は大きく減衰するものの、事象発生 19 時間後から 34 時間後までの間の減衰効果が大きくないことを示している。

Cs-137 の放出量に関しては、サプレッション・チェンバ側からのベントに対してドライウェル側からのベントは約 1.76×10^4 倍と大きく増加する結果となった。これは、ドライウェル側からのベントの場合、サプレッション・チェンバ側からのベントに対してサプレッション・プールでのスクラビング効果が得られなくなるためである。

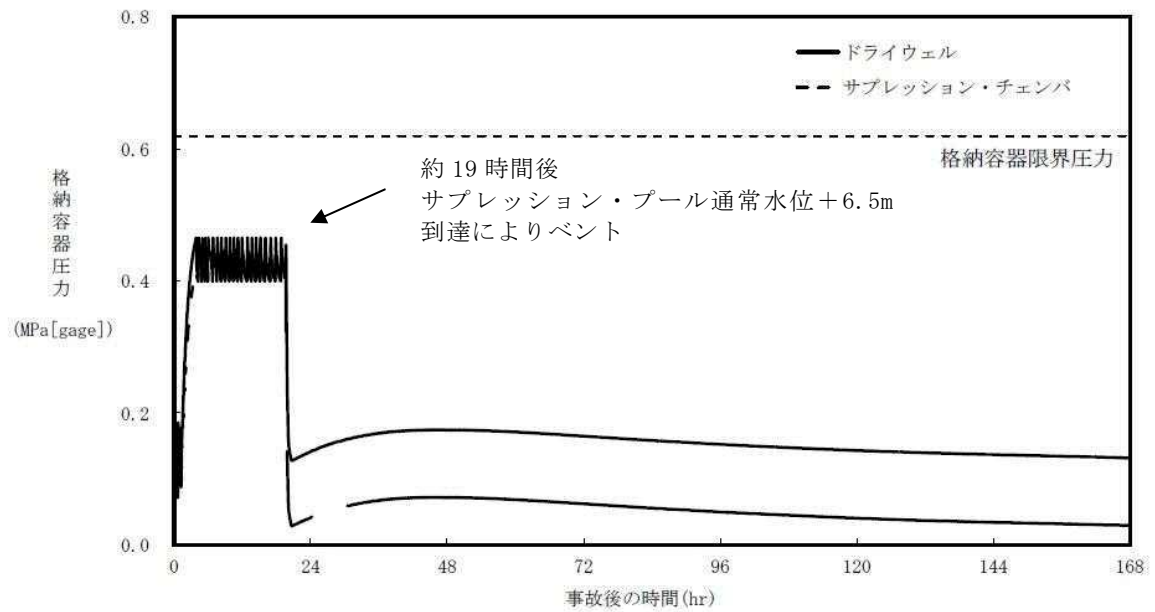
(4) まとめ

上記のとおり、有効性評価の事故シナリオにおいて、ベント時間よりも遅くした場合の希ガスの減衰効果は限定的となる。そのため、長期にわたる土壌汚染を抑制する観点から、サプレッション・チェンバ側からのベントを選択することが好ましいと考えられる。

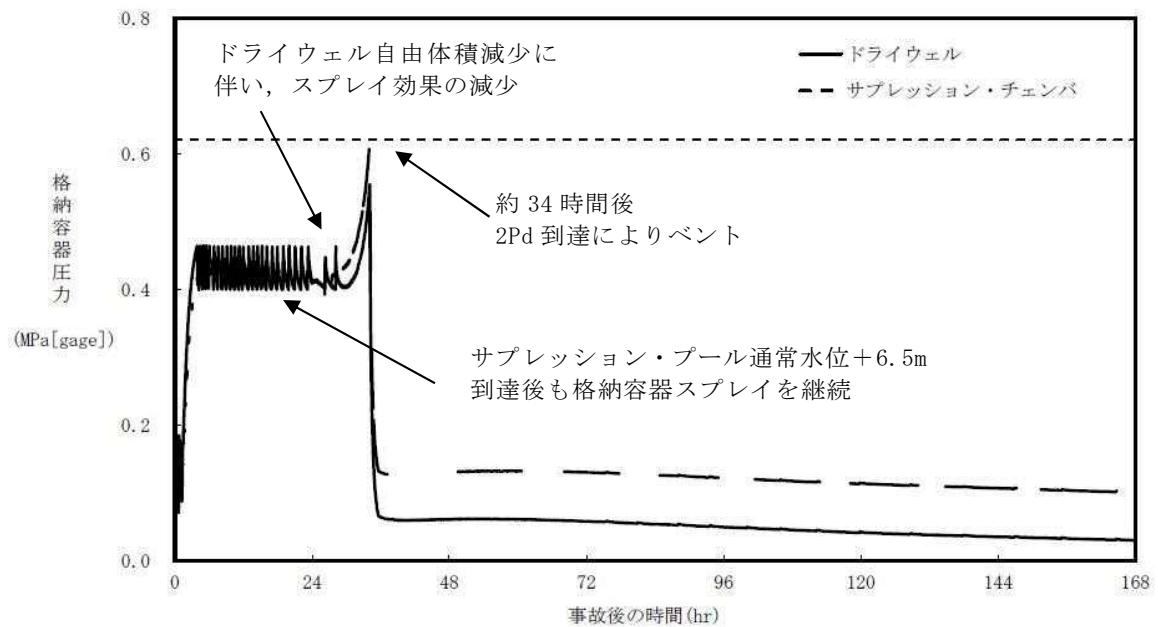
また、事象進展に伴う格納容器限界圧力上昇に対する余裕を確保する観点からも、サプレッション・チェンバ側からのベントを選択することが好まし

いと考えられる。

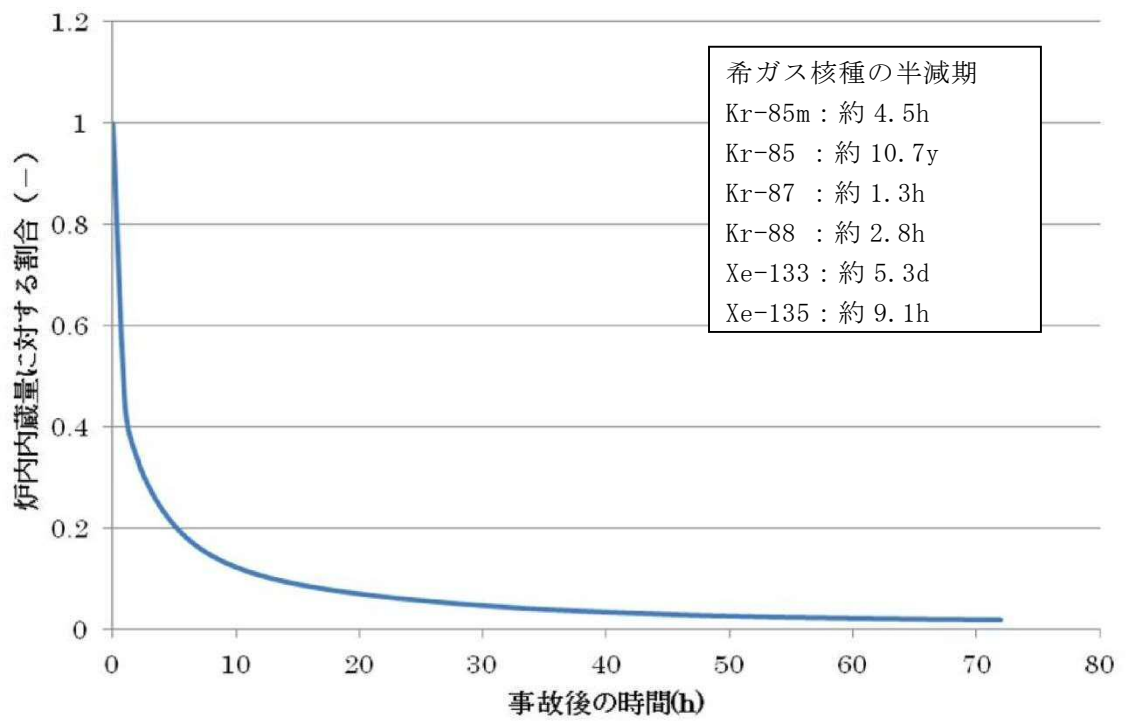
以上のことから、東海第二ではサプレッション・チェンバ側からのベントを優先することとしている。



第1図 サブプレッション・チェンバ側からのベント (19時間ベント)
の格納容器圧力推移



第2図 ドライウエル側からのベント (34時間ベント)
の格納容器圧力推移



第 3 図 事故発生後の希ガス発生量の時間変化(核種合計)

1. 指摘事項

【133-30】

水素濃度計の設置位置がフィルタベント入口側に設置されていることについて、フィルタベント出口側の窒素置換の状態把握の方法と併せて、説明すること

2. 回答

格納容器からのベント中は、系統内に流れがあり水素が局所的に蓄積することはない。一方ベント停止後はフィルタ装置内に捕集した粒子状放射性物質によるスクラビング水の水-放射線分解により、蒸気とともに水素、酸素が発生する。

発生する水素は蒸気に比べて十分少なく□と評価され、蒸気発生量に対して一定となる。さらに入口配管に接続された窒素供給ラインより窒素を供給することで、系統内の水素濃度は低くなる。

フィルタ装置入口配管の水素濃度は、窒素供給を実施することで、□と評価される。一方出口配管の水素濃度は、上述のとおり窒素供給を考慮せずに□と評価され、窒素供給を考慮することで更に低減される。

出口配管は入口配管に比べて水素濃度が高めに評価されているものの、出口配管は大気放出端まで連続上り勾配となり、水素は蒸気とともに放出端に導かれることから、系統内に水素が蓄積することはない。このため窒素供給がなくても、水素濃度は□で一定になると考えられる。

一方入口配管については、系統内の蒸気が凝縮してフィルタ装置に戻ると非凝縮性ガスである水素及び酸素の濃度が上昇する恐れがある。このような事象が起こらないよう、窒素供給を継続し、その効果を見るために水素濃度計で入口配管の水素濃度を監視することで問題ないものと考えられる。

以上より、東海第二発電所の格納容器フィルタベント系の水素濃度計は、フィルタ装置の入口側に設置を計画している。

3. 資料

○各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度について

各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度について

格納容器フィルタベント系の各運転モード（系統待機時，ベント開始時，ベント停止後）における系統状態及び系統内の水素濃度について以下に示す。

1. 系統待機時

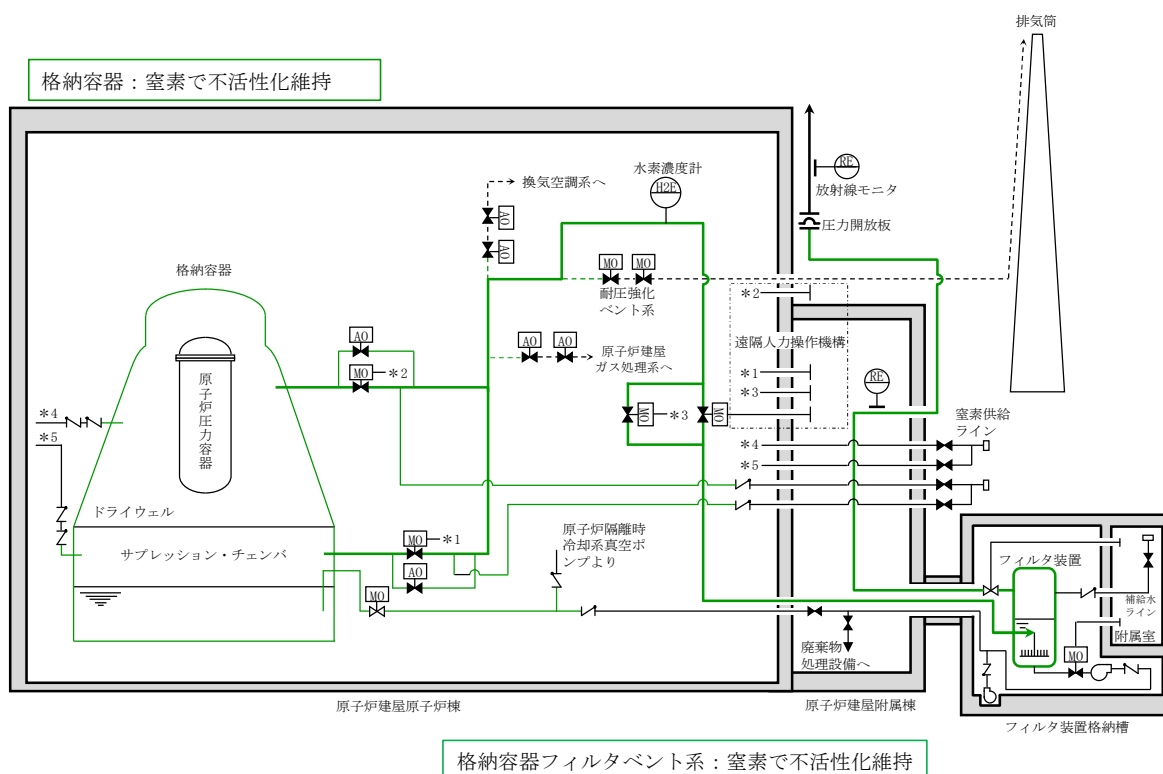
(1) 系統状態

系統待機時においては，格納容器隔離弁が閉止されており，隔離弁から圧力開放板の間は窒素により不活性化されている。

系統待機時の状態を第 1 図に示す。

(2) 水素濃度

系統待機状態においては，系統内への水素流入はなく，また系統内における水素発生はない。



第 1 図 系統待機時の状態概要図

2. ベント実施時

(1) 系統状態

炉心の著しい損傷が発生した場合のベント開始後には、格納容器内における水-金属反応や水の放射線分解により発生する水素が格納容器フィルタベント系統内に流入するとともに、フィルタ装置にて捕捉した放射性物質によるスクラビング水の放射線分解により、フィルタ装置内において水素が発生する。

この状態においても、系統の初期の不活性化及び格納容器及びフィルタ装置において崩壊熱により発生する多量の水蒸気による水素の希釈により、可燃限界には至らない。また、フィルタ装置出口配管が大気開放端に向かい連続上り勾配となるよう設計しており、系統全体にベントガスの流れがあることから、局所的な水素ガスの滞留及び蓄積は発生しない。

ベント実施時の状態を第2図に、ベント停止前の窒素供給時の状態を第3図に示す。

(2) 水素濃度（ベント実施時）

格納容器フィルタベント系へ流入するベントガスの水素濃度については、格納容器内での水の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する水蒸気発生量の割合から求める。

その結果、格納容器より系統内へ流入するベントガスの水素濃度は となる。

$$\text{水蒸気発生量} = Q \times 1000 / (\text{飽和蒸気比エンタルピ}$$

$$- \text{飽和水比エンタルピ}) \times 1000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600$$

$$\text{水素発生量} = Q \times 10^6 \times G \text{値}^{(\text{分子}/100\text{eV})} / 100 / (1.602 \times 10^{-19})^{(\text{※1})}$$

$$/ (6.022 \times 10^{23})^{(\text{※2})} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \text{放射線吸収割合}$$

$$\text{水素濃度} = \text{水素発生量} / (\text{水蒸気発生量} + \text{水素発生量}) \times 100$$

Q : 崩壊熱 (MW)

$$\text{※1 : } 1\text{eV} = 1.602 \times 10^{-19} [\text{J}]$$

$$\text{※2 : アボガドロ数 } 6.022 \times 10^{23}$$

以上の式に事故発生 7 日後の状態を想定した条件を適用し、水素濃度を求める。

・ 格納容器圧力はベント実施時の圧力として とする。

・

・ 放射線吸収割合は とする。

・ 事故発生 7 日後を想定するため、崩壊熱は約 10MW とする。

$$\begin{aligned} \text{水蒸気発生量} &= 10 \times 1000 / (2706.24 - 251.15^*) \times 1000 / 18 \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = 18247.8 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h} \end{aligned}$$

※ : 飽和水比エンタルピは 60°C 条件とする。

$$\begin{aligned} \text{水素発生量} &= 10 \times 10^6 \times \text{input} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times 1.0 = \text{input} \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h} \end{aligned}$$

$$\text{水素濃度} = \text{input} / (18247.8 + \text{input}) \times 100 = \text{input}$$

次に、フィルタ装置において発生する水素濃度については、フィルタ装置内のスクラビング水の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する水蒸気発生量の割合から求める。

水素濃度は系統へ流入するベントガスの水素濃度を求める式と同様の式を用いて計算する。

その結果、フィルタ装置より発生する水素濃度は となる。

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・水の放射線分解に寄与する熱量は 500kW を想定する（設計条件）。

・

- ・放射線吸収割合は とする。

$$\text{水蒸気発生量} = 0.5 \times 1000 / (2675.53 - 418.99) \times 1000 / 18$$

$$\times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = 992.65 \text{ m}^3[\text{N}]/\text{h}$$

$$\text{水素発生量} = 0.5 \times 10^6 \times \text{} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23})$$

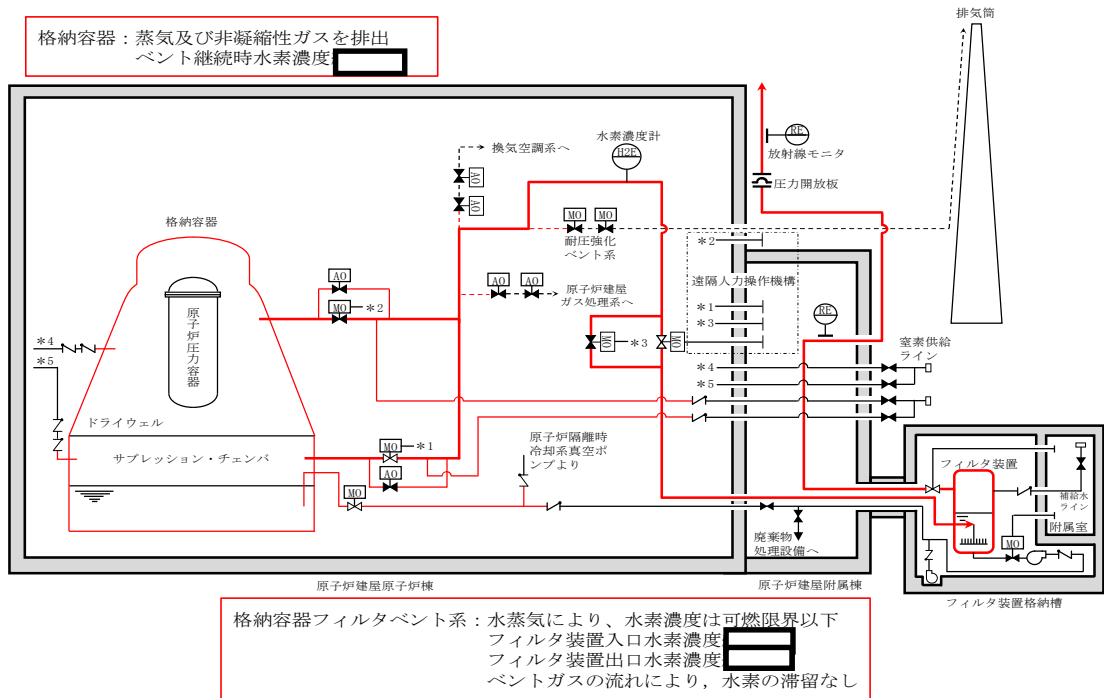
$$\times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = \text{} \text{ m}^3[\text{N}]/\text{h}$$

$$\text{水素濃度} = \text{} / (992.65 + \text{}) \times 100$$

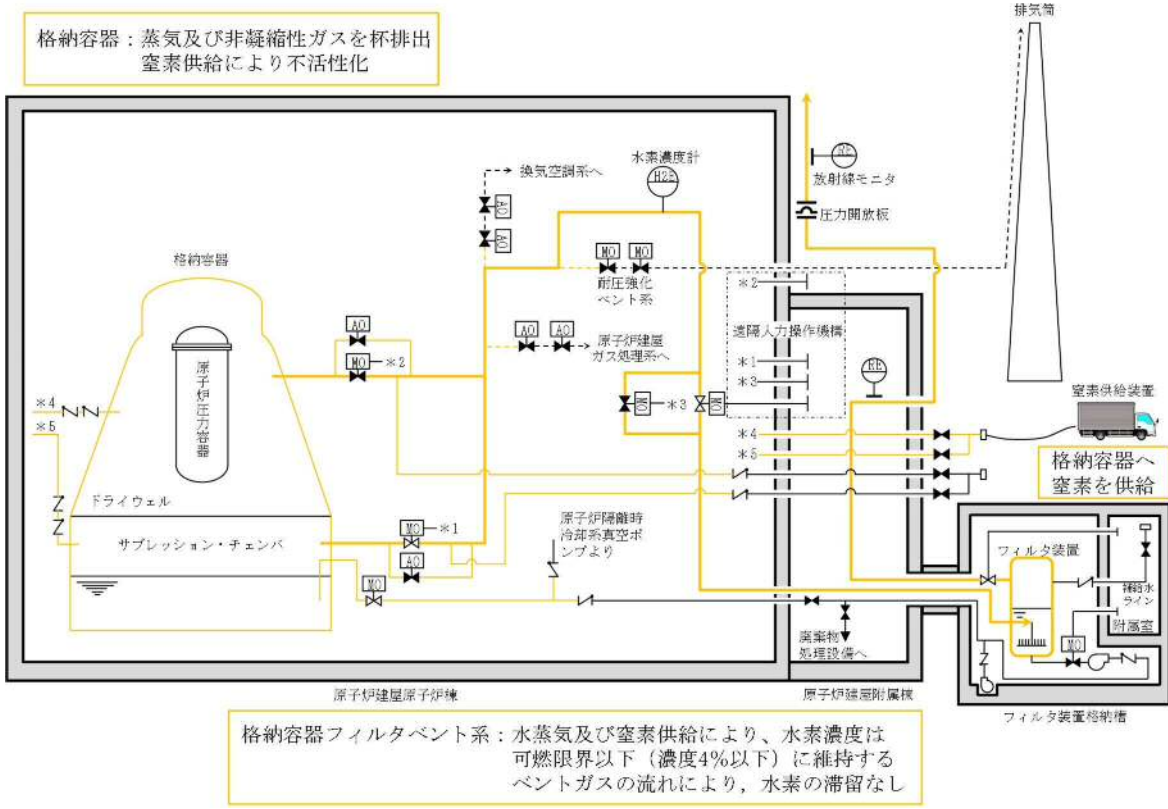
$$= \text{}$$

(3) 水素濃度（ベント停止前，窒素供給時）

窒素供給を開始することで、(2)で評価した値よりさらに水素濃度が低くなることから、格納容器を含め系統の水素濃度は を上回ることはない。



第2図 ベント実施時状態概要図



第3図 格納容器への窒素供給状態概要図

3. ベント停止後

(1) 系統状態

ベント停止後、可搬型の窒素発生装置により系統内への窒素供給を開始する。系統内に連続的に窒素を供給することで、系統内の水素を希釈、掃気する（フィルタ装置出口側への流れが形成される）ため、フィルタ装置入口配管内に水素が滞留することはない。スクラビング水の放射線分解により発生した水素もこの流れにより、大気開放端から掃気される。また、フィルタ装置出口側については、スクラビング水が飽和状態にある場合は、水蒸気発生量が水素発生量を大きく上回るため、水素濃度が可燃限界に至ることはない。ベント停止後の状態を第4図に示す。

(2) 水素濃度（隔離弁～フィルタ装置）

フィルタ装置入口配管側へ逆流する水素濃度について、窒素供給量、水素発生量の割合から求める。その結果、水素濃度は となる。

なお、フィルタ装置入口配管側に逆流する可能性のある水素発生量は以下に示した式を用いて計算する。

$$\begin{aligned} \text{フィルタ装置内水素発生量} &= Q \times 10^6 \times G \text{値}^{(\text{分子}/100\text{eV})} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\ &\quad / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \end{aligned}$$

$$\text{入口配管内への水素流量} = \text{フィルタ装置内水素発生量}$$

$$\times \text{ガス入口配管断面積} / \text{フィルタ装置断面積}$$

$$\text{水素濃度} = \text{入口配管への水素流入量}$$

$$/ (\text{入口配管への水素流入量} + \text{窒素供給量}) \times 100$$

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・スクラビング水は沸騰しているものと想定し水素発生量の G 値は とする。
- ・水の放射線分解に寄与する熱量は 500kW を想定する。（フィルタベント系設計条件）
- ・放射線吸収割合は とする。
- ・窒素供給量は 200m³[N]/h とする。

$$\begin{aligned}
 \text{フィルタ装置内水素発生量} &= 0.5 \times 10^6 \times \text{} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\
 &\quad / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\
 &= \text{} \text{ m}^3 \text{ [N] / h} \\
 \text{入口配管内への水素流量} &= \text{} \times 0.144 / 9.1 \\
 &= \text{} \text{ m}^3 \text{ [N] / h} \\
 \text{水素濃度} &= \text{} / (\text{} + 200) \times 100 \\
 &= \text{}
 \end{aligned}$$

(3) 水素濃度（フィルタ装置～大気解放端）

格納容器への窒素供給時の水素濃度については、窒素供給量、水素発生量の割合から求める。その結果、水素濃度は 以下となる。

なお、ベント停止後のフィルタ装置出口側の水素濃度は 2. (2) に示した式を用いて計算する。

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・フィルタ装置出口が解放しているため、フィルタ装置圧力は大気圧であると想定する。
- ・スクラビング水は沸騰しているものと想定し水素発生量の G 値は とする。

- ・崩壊熱は Q とする。
- ・窒素供給は考慮しない。

$$\text{水蒸気発生量} = Q \times 1000 / (2675.53 - 418.99) \times 1000 / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600$$

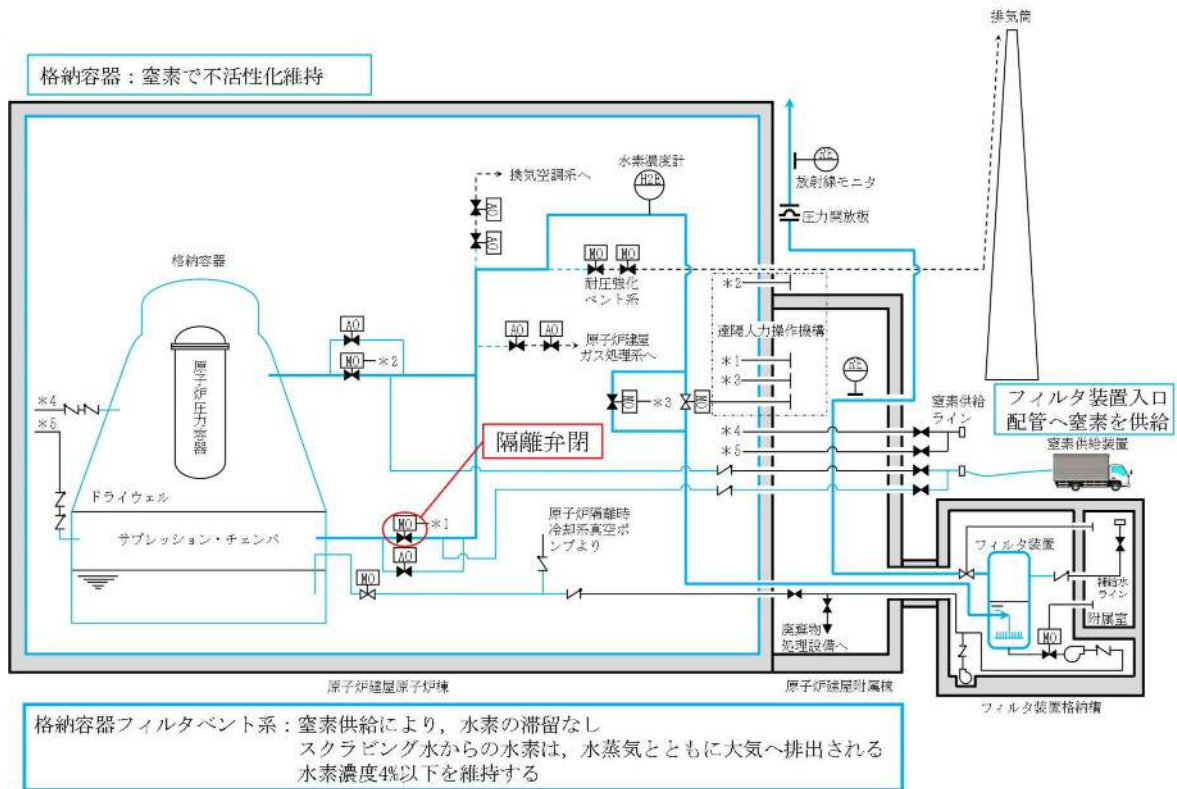
$$= 1985.3 \times Q \text{ m}^3[\text{N}]/\text{h}$$

$$\text{水素発生量} = Q \times 10^6 \times \square / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23})$$

$$\times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = \square \times Q \text{ m}^3[\text{N}]/\text{h}$$

$$\text{水素濃度} = \square Q / (1985.3 + \square Q) \times 100$$

$$= \square$$



第4図 ベント停止後状態概要図

4. 評価の保守性について

各運転モードにおける系統内の水素濃度評価は、水素発生量の G 値を用いて算出している。

G 値には、許認可の安全解析に用いられる値（沸騰域 分子/100eV）を使用することにより、評価結果に保守性を持たせている。

実際にシビアアクシデントが発生した状況を想定した場合の水素発生量の G 値は、電力共同研究報告書「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」において評価されており、その値（沸騰域 分子/100eV）は許認可で用いられる G 値に対して低い値となっている。

水素が発生する過程では酸素も発生するが、この量を評価に見込まないことで若干の保守性を有することとなる。

以上より、各運転モードにおける水素濃度評価は適切に行われているものと考ええる。